



Fachverband für Strahlenschutz e.V.

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

Publikationsreihe
FORTSCHRITTE
IM STRAHLENSCHUTZ

Publication Series
PROGRESS IN RADIATION
PROTECTION

STRAHLENSCHUTZ FÜR MENSCH UND UMWELT

50 JAHRE KOMPETENZ IM FACHVERBAND

Jahrestagung 2016

25. - 30. September 2016

Heringsdorf, Usedom



Bandherausgeber:
Benno Bucher
Christoph Wilhelm

**STRAHLENSCHUTZ
FÜR MENSCH UND UMWELT**

**50 JAHRE
KOMPETENZ IM FACHVERBAND**

**Jahrestagung 2016
25. - 30. September 2016
Heringsdorf, Usedom**



Fachverband für Strahlenschutz e.V.

Mitgliedsgesellschaft der
International Radiation
Protection Association
(IRPA)

für Deutschland
und die Schweiz

Publikationsreihe
FORTSCHRITTE
IM STRAHLENSCHUTZ

Publication Series
PROGRESS IN RADIATION
PROTECTION

STRAHLENSCHUTZ FÜR MENSCH UND UMWELT

50 JAHRE KOMPETENZ IM FACHVERBAND

Jahrestagung 2016

25. - 30. September 2016

Heringsdorf, Usedom



Bandherausgeber:
Benno Bucher
Christoph Wilhelm

Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz 2016 Usedom, 2016

Tagungspräsident:

Christoph Wilhelm

Karlsruher Institut für Technologie, Eggenstein-Leopoldshafen

Programmkomitee:

Christoph Wilhelm (Vorsitzender)

Karlsruher Institut für Technologie, Eggenstein-Leopoldshafen

Joachim Breckow

Technische Hochschule Mittelhessen, Gießen

Bastian Breustedt

Karlsruher Institut für Technologie, Eggenstein-Leopoldshafen

Renate Czarwinski

Bundesamt für Strahlenschutz, Berlin

Jost Eikenberg

Paul Scherrer Institut, Villigen

Martina Froning

Forschungszentrum Jülich, Jülich

Klaus Gehrcke

Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter

Bernd Lorenz

Gesellschaft für Nuklear-Service mbH, Essen

Bärbl Maushart

Straubenhardt-Schwann

Rolf Michel

Universität Hannover, Burgdorf

Christophe Murith

Département fédéral de l'intérieur, Liebefeld

Alfred Neu

Durmernheim

Hans-Dieter Reidenbach

Fachhochschule Köln, Köln

Thomas Steinkopff

Deutscher Wetterdienst, Offenbach

Jan-Willem Vahlbruch

Universität Hannover, Hannover

Organisationskomitee:

Michael Kaden (Vorsitzender)

Dresden

Benno Bucher

Eidg. Nuklearsicherheitsinspektorat, Brugg

Gerhard Frank

Karlsruher Institut für Technologie, Eggenstein-Leopoldshafen

Martina Froning

Forschungszentrum Jülich, Jülich

Reinhart Giessing

Magdeburg

Bärbl Maushart

Straubenhardt-Schwann

Anna Mayer

Berthold Technologies GmbH & Co. KG, Bad Wildbad

Susanne Severitt

B·A·D Gesundheitsvorsorge und

Sicherheitstechnik GmbH, München

Thomas Steinkopff

Deutscher Wetterdienst, Offenbach

Industrieausstellung:

Anna Mayer

Berthold Technologies GmbH & Co. KG, Bad Wildbad

Grußwort des

Tagungspräsidenten der FS-Jahrestagung 2016

Christoph Wilhelm



50 Jahre jung!

Vor 50 Jahren wurde der Fachverband für Strahlenschutz gegründet. Im Jubiläumsjahr 2016 soll die Jahrestagung dem Anspruch, erfahrene Spezialisten und den Nachwuchs gleichermaßen anzusprechen, in besonderer Weise gerecht werden.

In diesem Sinne werden ausgewählte Fachleute als eingeladene Vortragende ihre Erfahrung beisteuern und gleichzeitig junge Strahlenschützer durch eigene Beiträge ihre Sichtweise des Strahlenschutzes darlegen. Das thematisch vielfältige Programm der Tagung zeigt, wie weitungspannend die Themenfelder des Strahlenschutzes sind. Der thematische Bogen wird von ethischen Grundfragen über Regularien und deren Umsetzung bis hin zum Strahlenschutz bei natürlichen Radionukliden oder in der Medizin gespannt. Ebenso wird dem Thema Aus- und Weiterbildung der nötige Raum gegeben. Gut ausgebildete Strahlenschützer werden in Deutschland und der Schweiz auch in Zukunft benötigt, um die wachsenden Herausforderungen im Strahlenschutz zu bewältigen. Natürlich ist der Atomausstieg nicht mit einem Ende des Strahlenschutzes verbunden. Wenn man die vielen Arbeitsfelder der Strahlenschützer betrachtet, wird schnell klar, dass die Kerntechnik zwar ein bedeutendes und wichtiges Gebiet des Strahlenschutzes ist, aber eben auch nur eines von ganz vielen. Die Anwendung von ionisierender Strahlung und der Einsatz von Radionukliden in der Medizin und der Technik erfordern auch in Zukunft viele gut ausgebildete und motivierte Strahlenschützer. Dazu soll diese Tagung einen wichtigen Beitrag leisten.

Natürliche Radionuklide haben einen erheblichen Anteil an der Strahlenexposition des Menschen. Allen voran spielt das natürliche radioaktive Edelgas Radon hier eine große Rolle. Die wissenschaftliche Gemeinde hat dies schon länger propagiert und inzwischen hat sich dies mit der Verabschiedung der Euratom-Richtlinie 2013/59 durch den Rat der Europäischen Union im Gesetzestext niedergeschlagen. Die neuen gesetzlichen Regelungen zu Radon in dieser Richtlinie müssen in Deutschland in nationales Recht umgesetzt werden. Auch die Schweiz passt ihr nationales Recht entsprechend an. Dieser rechtliche Bedeutungsgewinn wird in der Strahlenschutzgemeinde begrüßt und schlägt sich deutlich in den eingereichten und angenommenen Vorträgen auf der Tagung nieder. So werden sich mehrere Sitzungen der Tagung dem Thema Strahlenschutz im Zusammenhang mit Radon und der Umsetzung der rechtlichen Vorgaben dazu widmen.

Mit dem historischen Kaiserbäderraum im modernen Hotel in Strandlage haben wir die idealen Voraussetzungen für die Fachvorträge und das anschließende Networking geschaffen. Wir haben im Programm der Tagung für den wissenschaftlichen Austausch und das Networking genügend Raum gelassen, sodass die Teilnehmer sich auf der Tagung weiter und intensiver vernetzen können. Diese Netzwerke sollen dazu beitragen, gemeinsame Strategien zu entwickeln sowie Forschungs- und Förderanträge im Verbund zu stellen.

Unter dem Motto „50 Jahre jung“ freue ich mich, viele junge und jung gebliebene Strahlenschützer auf der Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz in Heringsdorf auf Usedom ganz herzlich begrüßen zu können.

A handwritten signature in blue ink, reading "Christoph Wilhelm".

Christoph Wilhelm

Tagungspräsident

Grußwort des

Präsident des Fachverbands für Strahlenschutz

Christophe Murith



In meiner Eigenschaft als Präsident des Fachverbandes für Strahlenschutz möchte ich Sie zu unserem Jubiläumskongress herzlich willkommen heißen.

Fünfzig Jahre FS

Eine ganz schön lange Zeit. So manche herausragende Persönlichkeit hat sich in dieser Zeit als Präsident oder Präsidentin, im Vorstand oder als Mitglied einer Arbeitsgruppe des FS verdient gemacht. Denk- und Koordinierungsarbeit, Vorstöße, Ausbildungen im Bereich des Strahlenschutzes: Der Leistungsausweis ist überwältigend!

Ich gratuliere und danke all jenen, die sich während dieser Zeit um den Strahlenschutz verdient gemacht haben. Wir, die Akteure der Gegenwart, werden uns bemühen, ihrem Beispiel zu folgen.

Meine heutigen Worte sind der Zukunft und den Herausforderungen gewidmet, die auf uns zukommen.

Mit der Revision der Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) im Jahr 2007 und der Verabschiedung der Euratom-Richtlinie 2013/59 durch den Rat der Europäischen Union im Dezember 2013 begann eine neue Ära des Strahlenschutzes. Die Frist für die Umsetzung der neuen EU-Bestimmungen läuft bis 6. Februar 2018. Parallel dazu nimmt auch die Schweiz, die nicht EU-Mitglied ist, eine Revision ihrer einschlägigen Strahlenschutzbestimmungen vor. In Deutschland und in der Schweiz wird es deshalb in den kommenden Jahren intensive Diskussionen rund um die Verabschiedung und Umsetzung neuer Normen geben.

Der FS ist bereits aktiv an diesem Prozess beteiligt. Er wird weiterhin den Standpunkt der Praxis vertreten und sich – insbesondere über seine Arbeitsgruppen – am Dialog und an der Suche nach wirksamen Lösungen für den Schutz der Arbeitnehmenden, der Bevölkerung und der Umwelt beteiligen.

Der Strahlenschutz hat sich in den letzten 10 Jahren stetig in eine Richtung jenseits von wissenschaftlichen und technischen Aspekten entwickelt. Dieser Trend begann mit der Entstehung eines Bewusstseins für die Bedeutung der Qualitätssicherung. Es folgten Überlegungen rund um die Sicherheitskultur, und nun stehen ethische und gesellschaftliche Fragestellungen im Fokus.

Natürlich spielten diese Themen bereits eine Rolle, als die Grundsätze des Strahlenschutzes festgelegt wurden und als man sich entschied, bei Fragen der Gesundheit und des Schutzes der Arbeitnehmenden und der Bevölkerung alle beteiligten Akteure einzubeziehen. Heutzutage stehen jedoch verstärkt Ethikfragen im Vordergrund der Diskussion.

Entsprechend sind wir gefordert, der Öffentlichkeit klare Antworten auf ihre Fragen nach der Notwendigkeit des Einsatzes von ionisierender Strahlung zu liefern. Auch das Vorsorgeprinzip muss thematisiert werden. Genügen der Nachweis, dass bei einer Strahlenexposition von unter

100 mSv keine Auswirkungen messbar sind, und die darauf beruhende Annahme, dass es dann auch keine Auswirkungen gibt (keine falsch-positiven)? Müssen wir uns auch mit dem Risiko von falsch-negativen auseinandersetzen? Und was ist mit den Auswirkungen auf Herz und Kreislauf? Mit der Beeinträchtigung der Immunantwort durch Strahlenexposition?

Diese Probleme können nicht einfach ignoriert werden. Wir schulden unseren Mitmenschen klare Antworten. Die Nutzung der ionisierenden Strahlung und die damit verbundenen Risiken werfen wichtige gesellschaftliche Fragen auf. Folglich müssen wir uns auf schwierige Diskussionen einstellen.

Kommen wir zurück zu praktischen Fragen des Strahlenschutzes.

Wir erleben in der Praxis immer wieder Überraschungen und müssen neue Konzepte und neue Methoden entwickeln. Als erstes Beispiel möchte ich den Umgang mit radiologischen Altlasten erwähnen. Nach der Entdeckung von Radium-Kontaminationen auf einer Autobahn-Baustelle wurde dieses Thema in der Schweiz wieder aktuell. Durch die Medien wurden wir gezwungen, uns erneut mit dieser Problematik auseinanderzusetzen. Zwar waren uns vereinzelte Vorfälle bekannt: Radium-Quellen wurden aufgefunden, sporadisch lösten Messportale auf Deponien und bei Altmetallhändlern Alarm aus. Doch wir betrachteten dies als relativ unbedeutende Vorkommnisse, die keine systematische Sanierung notwendig machen. Zur Bewältigung dieses Problems, das bis Juni 2014 verkannt wurde, lancierte dann das Bundesamt für Gesundheit einen umfangreichen Aktionsplan. Dieser beruht auf Konzepten der ICRP für den Umgang mit konkreten Expositionssituationen. Diese Konzepte haben sich als äußerst wirksam erwiesen. Als zweites Beispiel möchte ich die Entwicklungen auf dem Gebiet der medizinisch-radiologischen Bildgebungs- und Behandlungsverfahren nennen. Hier wird deutlich, dass wir uns sogar bei den ganz praktischen Aspekten des Einsatzes ionisierender Strahlung nicht auf unseren Lorbeeren ausruhen dürfen und immer wieder neu aktiv werden müssen.

Herausforderungen für die Gegenwart und für die Zukunft!

Wie mein Streifzug durch verschiedene Themenbereiche zeigt, hat der Strahlenschutz 2 wesentliche Aufgaben: Er muss einerseits mit der technologischen Entwicklung Schritt halten und andererseits Antworten auf die Fragen unserer Gesellschaft liefern. Dies sind echte Herausforderungen für die Gegenwart und für die Zukunft!



Christophe Murith

Präsident des Fachverbands für Strahlenschutz e.V.

Grußwort des

Präsidenten des Bundesamtes für Strahlenschutz

Dipl.-Ing. Wolfram König



Die Bedeutung von wissenschaftlich fundierten Informationen über mögliche Strahlenrisiken insbesondere in Krisensituationen ist durch 2 Jahrestage wieder in das öffentliche Bewusstsein gerückt: Der Reaktorunfall in Tschernobyl vor 30 Jahren und der Unfall in Fukushima vor 5 Jahren stellen Zäsuren für die Risikowahrnehmung der Weltöffentlichkeit dar. So wichtig der kritische Blick auf die Vergangenheit ist, müssen wir fragen: Welche Relevanz haben unsere Aufgaben in der Zukunft?

Es ist meine große Sorge, dass mit dem Ausstieg aus der Kernenergienutzung das gesellschaftliche und politische Bewusstsein für die Herausforderung Strahlenschutz insgesamt schwinden wird. Wir sehen schon jetzt einen deutlichen Rückgang in den Studierendenzahlen und Lehrstühlen in den strahlenschutzrelevanten Fachrichtungen.

Der Fachverband für Strahlenschutz hat sich in den vergangenen 50 Jahren stets dafür eingesetzt, die fachliche Kompetenz im Strahlenschutz zu bündeln und zu erhalten. Ziel dieser Kompetenz und unser gemeinsames Anliegen ist der bestmögliche Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Wirkungen ionisierender und nichtionisierender Strahlung.

Lassen Sie mich daher in Bezug auf die nächsten 50 Jahre sagen: Es liegen mehr Aufgaben im Bereich Strahlenschutz vor als hinter uns:

Die generationenübergreifende Beantwortung der Frage der sicheren Abwicklung der Hinterlassenschaften des Atomzeitalters nimmt Politik, Wirtschaft, Wissenschaft und Gesellschaft gemeinsam in die Pflicht, z. B. die Endlagersuche als gesamtgesellschaftliche Aufgabe in einen konstruktiven Prozess zu überführen. Die Aufgaben in den klassischen Strahlenschutzbereichen, etwa in der Nuklearmedizin, werden eher zunehmen und auch die Anpassung der Strahlenschutzgrundnormen an den aktuellen Stand der Wissenschaft schreitet weiter voran. Mit dem Ausbau der Stromnetze im Rahmen der Energiewende steht Deutschland vor einem weiteren Großprojekt, dessen Akzeptanz auch von den Antworten des Strahlenschutzes auf die Sorgen der betroffenen Bevölkerung abhängt, im Bewusstsein, dass die wissenschaftlichen Erkenntnisse stark von der Wahrnehmung der Bevölkerung abweichen. Hier bestehen noch wissenschaftliche Erkenntnislücken, die wir gemeinsam schließen müssen. Für alle Bereiche des Strahlenschutzes gilt, dass die Bedeutung der internationalen Vernetzung noch weiter zunehmen wird.

Für das Bundesamt für Strahlenschutz ist dies ein Jahr der Veränderung. Wir befinden uns in einem Prozess, das Profil des BfS als die staatliche Institution des Strahlenschutzes in Deutschland zu schärfen und zu stärken. Ich bin zuversichtlich, dass sich die Kooperation

zwischen dem BfS und dem Fachverband für Strahlenschutz auch in Zukunft fortsetzen wird – in Verantwortung für Mensch und Umwelt.



Dipl.-Ing. Wolfram König

Präsident des Bundesamts für Strahlenschutz

Grußwort des

Leiters der Unterabteilung Strahlenschutz im Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Christian Greipl



Es ist mir eine Ehre und Freude, die besten Wünsche des Bundesumweltministeriums zu diesem schönen runden Jubiläum des Fachverbandes für Strahlenschutz übermitteln zu können.

Die Verbindungslinien des BMUB zum Fachverband sind ja mannigfaltig: Da sind die persönlichen Mitgliedschaften einiger meiner Mitarbeiter/-innen, dann die im etwa zweijährlichen Rhythmus stattfindenden Treffen mit dem Präsidium zum Zweck der Diskussion aktueller, gemeinsamer Themen, aber auch die sehr wertvollen Anstöße des Fachverbandes zu Sachthemen und aktuellen Projekten über seine Arbeitskreise. Und die StrahlenschutzPRAXIS gehört in meiner Unterabteilung quasi zur Pflichtlektüre!

Woran liegt diese Wertschätzung?

Ich denke, der Fachverband steht wie kaum ein anderer für hohe Sachkompetenz einerseits und Interessenunabhängigkeit andererseits. Die Mitglieder sind erfahrene Praktiker oder Wissenschaftler auf dem Gebiet des Strahlenschutzes und in ihrer Vielfalt die beste Gewähr dafür, dass seine Stellungnahmen stets von Gewicht und nicht von vornherein ausrechenbar sind. Dies wird übrigens auch daran deutlich, dass mehrere SSK-Vorsitzende – auch der amtierende – dem Fachverband angehören.

So ist der Fachverband für uns als Bundesumweltministerium eine gerne und regelmäßig gehörte Stimme – was in diesen Umbruchzeiten besonders wichtig sein kann. Atomausstieg und Endlagerproblematik, wo der Fachverband mit manchen Entscheidungen der Politik bekanntlich nicht einverstanden war, beherrschen die öffentliche Diskussion und Wahrnehmung unseres Fachgebiets. Diese Themen verdecken freilich gelegentlich, in welche Lebensbereiche der Strahlenschutz hineinwirkt: bis hin zur Anwendung nichtionisierender Strahlung am Menschen etwa zu kosmetischen Zwecken.

Zu den von mir genannten Umbruchzeiten gehören nicht zuletzt auch die Rechtsgrundlagen des Strahlenschutzes, die derzeit umfassend erneuert werden. Die Richtlinie 2013/59/Euratom hat, wie Sie wissen, das gesamte europäische Strahlenschutzrecht systematisch und inhaltlich dem aktuellen Erkenntnisstand angepasst und ist dabei nicht nur formal korrekt in deutsches Recht umzusetzen. Sie gibt uns vielmehr auch Gelegenheit, die hergebrachte Normierung mit wenigen Vorschriften im Atomgesetz und vielfach überarbeiteten und oftmals parallelen Regelungen in Strahlenschutz- und Röntgenverordnung umfassend auf den Prüfstand zu stellen und zu modernisieren. Vieles wird den Praktikern des Strahlenschutzes bekannt vorkommen, aber diverse Teilbereiche werden auch inhaltlich erneuert oder sind sogar gänzlich neu. Am Ende wird ein aus dem Atomrecht herausgelöstes Strahlenschutzgesetz stehen, das freilich auf

Verordnungsebene weiter konkretisiert wird – eine außerordentliche Herausforderung, aber auch ein Privileg für diejenigen, die daran mitwirken können.
In diesem Sinne wünsche ich dem Fachverband für Strahlenschutz noch eine lange, fruchtbare Zeit und viele runde Geburtstage!

A handwritten signature in blue ink, appearing to read 'Christian Greipl', is centered on the page.

Christian Greipl

Ministerialdirigent und Leiter der Unterabteilung Strahlenschutz im Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Grußwort des

Leiters der Abteilung Strahlenschutz Bundesamt für Gesundheit BAG

Sébastien Baechler



Es freut mich als Vertreter der Schweizer Strahlenschutzbehörde sehr, an dieser Jubiläumsveranstaltung zum 50-jährigen Bestehen des FS teilzunehmen. Das Bundesamt für Gesundheit (BAG) sorgt für den Schutz von Bevölkerung und Umwelt vor gesundheitsgefährdender Strahlung. Daher ist der FS seit mehreren Jahren ein wichtiger Partner für uns. Es ehrt mich, dass der aktuelle Vorsitzende des FS ein Mitarbeiter des BAG ist.

Wir wollen in der Schweiz auch in Zukunft ein hohes Schutzniveau gewährleisten. Deshalb passen wir zurzeit unsere Strahlenschutzverordnungen an die neusten internationalen Regelungen an. Ziel ist es, eine nach Risiko abgestufte Reglementierung einzuführen. Es handelt sich um eine wichtige Etappe für alle involvierten Akteure in der Schweiz: Die revidierten Verordnungen werden den regulatorischen Rahmen für die nächsten 20 Jahre festlegen.

International gesehen wird die radiologische Sicherheit vor dem Hintergrund krimineller Aktivitäten zunehmend wichtiger: Viele Länder erhöhen deshalb die Sicherheit radioaktiver Quellen.

Die Medizin hat in den letzten Jahren enorme technologische Fortschritte in Diagnostik und Therapie durchlaufen. Einerseits profitieren Patienten davon sehr, andererseits erhöht sich dadurch aber ihre Exposition kontinuierlich. Mit der Einführung klinischer Audits beabsichtigen wir, die Patientinnen und Patienten künftig besser vor unnötiger Strahlung zu schützen.

Nach dem Unfall in Fukushima haben Bundesrat und Parlament einen schrittweisen Ausstieg aus der Kernenergie beschlossen. Bis zur definitiven Stilllegung der KKW und während deren Rückbau muss das BAG die Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt auf hohem Niveau garantieren. Unser neues automatisches Netz zur Messung der Radioaktivität im Wasser und in der Luft soll bis Mitte 2018 vollständig einsatzbereit sein.

Was Radon im Wohnraum anbelangt, setzt der Aktionsplan 2012–2020 für uns und die betroffenen Partner die Leitplanken. Eine unerwartete und aufwendige Aufgabe stellt sich uns neu mit der Umsetzung des Aktionsplans Radium 2015–2019, wo es um die Bewältigung der Radium-Altlasten aus der Uhrenindustrie geht. Das geplante Gesetz über den Schutz vor Gefährdungen durch nichtionisierende Strahlung und Schall würde es in Zukunft ermöglichen, starke Laserpointer zu verbieten und die Sicherheit in Solarien zu verstärken. Ende 2015 hat der Bundesrat die Gesetzesvorlage verabschiedet und dem Parlament überwiesen. Wir werden sehen, ob der politische Wille in diese Richtung geht.

Gegenüber der Öffentlichkeit wollen wir transparent agieren und informieren:

Das ist aus unserer Sicht unerlässlich, um den Erwartungen der Bevölkerung zu entsprechen, die sich um ihre Strahlenexposition sorgt und keine Fehler der Behörden akzeptiert.

Diese kurze Tour d'Horizon zeigt: Auch in den kommenden 50 Jahren kommen außerordentliche Herausforderungen auf uns Strahlenschützerinnen und Strahlenschützer zu: Ich danke allen, die sich dafür engagieren!

A handwritten signature in blue ink, consisting of a stylized initial 'S' followed by a long, sweeping horizontal line.

Sébastien Baechler

Leiter der Abteilung Strahlenschutz,
Bundesamt für Gesundheit BAG

Grußwort der

Fachbereichsleiterin Strahlenschutz des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats

Rosa Sardella



„Strahlenschutz für Mensch und Umwelt – 50 Jahre Kompetenz im Fachverband“ ist das Motto des 50-jährigen Jubiläums des Verbandes. Der Schutz von Leben, Gesundheit und Sachgütern vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung ist die unbedingte Voraussetzung für die Nutzung radioaktiver Stoffe in der Medizin, der Forschung und der Technik.

Nach der Entdeckung der Radioaktivität in natürlichen Stoffen durch Antoine Henri Becquerel und der Röntgenstrahlung 1895 durch Wilhelm Conrad Röntgen begannen die Anfänge des Strahlenschutzes. Auf dem ersten Kongress für Radiologie 1928 in Stockholm wurde eine Vereinigung gegründet, die 1950 den neuen Namen International Commission on Radiation Protection (ICRP) erhielt.

Die Empfehlungen der Publikation 103 der ICRP im März 2007 bilden die Basis für die Weiterentwicklungen im Strahlenschutzrecht in den Ländern Deutschland, Österreich und der Schweiz. Aus diesen 3 Ländern kommen die Mitglieder des 1966 gegründeten Fachverbandes für Strahlenschutz (FS) und ihre Erfahrungen fließen in die Erstellung der aufdatierten Rechtsgrundlage im Strahlenschutz ein.

Mitarbeitende des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats (ENSI) sind seit Anbeginn im FS engagiert, Präsidenten des FS waren 1968 Serge Prêtre und von 2004 bis 2005 Martin Baggenstos.

Weitere Mitarbeitende waren im Direktorium und sind in den Arbeitskreisen tätig. Das Engagement trägt mit bei zur Förderung der Kompetenz im Strahlenschutz, z. B. im praktischen Strahlenschutz, in der Umweltüberwachung, im Notfallschutz, der Dosimetrie, in der Entsorgung oder in der Ausbildung. Die Mitwirkung im FS schafft durch den Austausch von Maßstäben, die Stärkung der professionellen Sachkunde und durch das vernetzte Arbeiten einen eindeutigen Mehrwert.

Für die bestehenden und die kommenden Aufgaben, insbesondere der praxisgerechten und effizienten Umsetzungen der neuen rechtlichen Vorgaben im Strahlenschutz, sind alle im Strahlenschutz Tätigen auf eine konstruktive und kompetente Zusammenarbeit angewiesen. Die Jahrestagung zum 50-jährigen Bestehen des FS wird dazu beitragen.

Ich bin bereits sehr auf die Ergebnisse Ihrer Veranstaltung gespannt und wünsche allen Teilnehmerinnen und Teilnehmern eine erfolgreiche und spannende Tagung.

A handwritten signature in blue ink, appearing to read 'Rosa Sardella'.

Rosa Sardella

Fachbereichsleiterin Strahlenschutz des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats

Grußwort des

Vorsitzenden der Deutschen Strahlenschutzkommission

Joachim Breckow



Vor 50 Jahren wurde der Deutsch-Schweizerische Fachverband für Strahlenschutz e. V. (FS) aus der Taufe gehoben. Dies geschah fast 10 Jahre bevor die Deutsche Strahlenschutzkommission (SSK) gegründet wurde, die im letzten Jahr ihr erst 40-jähriges Bestehen gefeiert hat. Somit darf ich quasi im Namen der jüngeren Schwester SSK ihrem großen Bruder FS mit den allerbesten Wünschen ganz herzlich gratulieren! Während die SSK als Beratungsgremium des BMUB mehr die wissenschaftlichen Aspekte im Auge hat, vertritt der Fachverband als Vereinigung der beruflich mit Strahlung befassten Personen vor allem die praktischen Aspekte des Strahlenschutzes.

Trotz dieser unterschiedlichen Perspektiven und Funktionen haben beide Institutionen doch ein gemeinsames Ziel und sehen sich einer gemeinsamen Aufgabe verpflichtet: dem Schutz der Menschen vor den Gefahren ionisierender und nichtionisierender Strahlung.

Diese Gemeinsamkeit zu erkennen, zu stärken, zu vertiefen und zu nutzen, um den Strahlenschutz möglichst effektiv weiter voranzubringen und als Strahlenschutzkultur in der Gesellschaft zu verankern, sehe ich als gemeinsame Hauptaufgabe der nächsten Zeit an.

Hierbei kommt es aber nicht nur darauf an, Schutzziele zu identifizieren und Schutzmaßnahmen zu benennen, sondern vor allem auch darauf, die Bevölkerung über die Art und die Größe der Gefahren, die von Strahlung ausgeht, aufzuklären.

Eine besonders schwierige Aufgabe: Denn das, was Strahlung ist und wie sie wirkt, ist in der öffentlichen Wahrnehmung gehörig aus der Balance geraten.

Beide, der Fachverband und die SSK, haben ihre Position und ihre Rolle in der gesellschaftlichen Auseinandersetzung um Strahlenthemen. Beide nehmen ihre damit verbundene gesellschaftliche Verantwortung wahr.

Beide bewegen sich im Spannungsfeld Wissenschaft – Politik – Öffentlichkeit.

Und beide werden gebraucht.

Als sein ehemaliger Präsident ist es mir eine besonders große Ehre und Freude, dem Fachverband für Strahlenschutz zu seinem Jubiläum meine – auch ganz persönlich gemeinten – besten Glückwünsche überbringen zu dürfen und ihm in unser aller Interesse viel Erfolg zu wünschen bei der Umsetzung der vor uns liegenden Aufgaben im Strahlenschutz.

A handwritten signature in blue ink, appearing to read 'Joachim Breckow'. The signature is stylized and fluid.

Joachim Breckow

Vorsitzender der Deutschen Strahlenschutzkommission

Grußwort des

Präsidenten des ÖVS und des Sekretärs des ÖVS

Michael Hajek und Alexander Brandl



Im Namen des Österreichischen Verbandes für Strahlenschutz (ÖVS) dürfen wir mit großer Freude dem Fachverband für Strahlenschutz e. V. (FS) und seinen Mitgliedern die herzlichsten Glückwünsche zum 50-jährigen Bestandsjubiläum überbringen.

Die Geschichte unserer Fachgesellschaften begann zu einer Zeit, die durch besondere Euphorie im Hinblick auf die Anwendung und Nutzung von ionisierender Strahlung und Kernenergie geprägt war. Auch in Österreich, wo nach der ablehnenden Volksabstimmung über die Inbetriebnahme des bereits fertiggestellten Kernkraftwerks Zwentendorf am 5. November 1978 sowie in der Folge des Reaktorunfalls von Tschernobyl am 26. April 1986 eine Anti-Atom-Politik zum gesellschaftlichen und parteipolitischen Konsens wurde, waren bereits im Jahr 1962 2 Forschungsreaktoren in Betrieb. Der heute weitgehend in Vergessenheit geratene „Arbeitskreis der Strahlenschutzphysiker an Reaktoren“ installierte zunächst ein Personenkomitee zur Vorbereitung der Gründung einer Europäischen Strahlenschutzgesellschaft e. V. (ESG), dem aus Deutschland Heinz-Gerhard Fendler, Rupprecht Maushart und Walter Schröck-Vietor, aus Österreich Christoph Tritremmel und Erich Tschirf sowie aus der Schweiz Peter Courvoisier und Werner Hunzinger angehörten. Die Gründungsversammlung der ESG erfolgte am 21. Mai 1963 im Rahmen eines internationalen Seminars der europäischen Strahlenschutzphysiker im Wiener Hotel Bristol. Die ESG zählte bei ihrer Gründung 95 Mitglieder aus 10 Ländern, war jedoch nicht von langem Bestand. Da die Strukturen der ESG nicht mit den Statuten der im Frühjahr 1966 aus der Taufe gehobenen International Radiation Protection Association (IRPA) kompatibel waren, beschlossen Deutschland und die Schweiz ebenso wie Österreich die Einrichtung eigener Strahlenschutzverbände, um die Interessen der jeweiligen Länder im internationalen Konsortium zu vertreten.

War der Strahlenschutz in den 1960er-Jahren noch zu einem großen Teil mit der Metrologie befasst, stehen heute zunehmend gesellschafts- und sozialpolitische Aspekte wie Ethik, Sicherheitskultur und Risikokommunikation im Zentrum des Aufgabenspektrums. Wenngleich, wie Rupprecht Maushart im Editorial der StrahlenschutzPRAXIS 1/2005 kritisch anmerkte, „damals ... die Zeit für einen Schulterchluss der Strahlenschützer auf europäischer Ebene noch nicht reif“ war, blieb die deutschsprachige Achse im Strahlenschutz, die schon bei der Gründung der ESG die treibende Kraft war, weiterhin bestehen. Im Oktober 1979 wurde die erste gemeinsame Jahrestagung von FS und ÖVS zum Thema „Radioaktive Abfälle“ in Köln veranstaltet, der bis zum Herbst vergangenen Jahres weitere 7 höchst erfolgreiche Tagungen folgen sollten.

Zum 50-jährigen Bestehen erlauben wir uns, den Wunsch nach Fortführung und weiterer Vertiefung der Zusammenarbeit zwischen den europäischen Strahlenschutzverbänden zu äußern, denn im Einklang mit dem europäischen Leitmotiv „In Vielfalt geeint“ darf auch der

Strahlenschutz keine Grenzen kennen. In diesem Sinne wünschen wir der Jubiläumstagung „Strahlenschutz für Mensch und Umwelt – 50 Jahre Kompetenz im Fachverband“ gutes Gelingen und dem Fachverband für Strahlenschutz e. V. viel Erfolg auf seinem Weg in die nächsten 50 Jahre.



Michael Hajek

Präsident des ÖVS



Alexander Brandl

Sekretär des ÖVS

Beiträge eingeladener Redner	1
Grenzwerte, Richtwerte, Referenzwerte – Was bedeutet das für den Strahlenschutz?.....	3
<i>J. Breckow</i>	
Mehr als ein Jahrhundert Forschung zu den biologischen Wirkungen ionisierender Strahlung	9
<i>W.-U. Müller</i>	
Das zukünftige deutsche Strahlenschutzgesetz	15
<i>J. Junkersfeld</i>	
Ausbildung im Strahlenschutz - Kompetenz erhalten, Vertrauen fördern	16
<i>J.-W. Vahlbruch</i>	
„Strahlenschutz von Patient und Personal in der Computertomographie und interventionellen Radiologie – Bezug zu den neuen EU-BSS“	22
<i>R. Loose</i>	
Die Weiterentwicklung des Notfallschutzes in Deutschland	24
<i>J. Kopp</i>	
Die strategische Forschungsagenda von EURADOS – Visionen für die Dosimetrie ionisierender Strahlung	25
<i>W. Rühm</i>	
Entsorgungsoptionen für hoch radioaktive Abfälle. Die Schaffung interdisziplinärer Bewertungsgrundlagen in ENTRIA	29
<i>C. Walther, S. Chaudry, E. Plischke, K.-J. Röhlig, P. Hocke, A. Eckhardt, K. Ott</i>	
Umsetzung der EU-GN in der Schweiz - Radon.....	36
<i>S. Baechler, C. Murith, M. Palacios, B. Ott</i>	
Strahlenschutz - Gegenwart und Zukunft	39
Comment of the German-Swiss Radiation Protection Society	41
Regarding the IRPA letter to the Associated Societies from September 25th, 2015	41
<i>Fachverband für Strahlenschutz</i>	
Aktuelle Fragen des Strahlenschutzes - oder was uns bewegt	46
<i>R. Czarwinski, R. Coates</i>	
Vorträge	49
Umsetzung der Richtlinie 2013/59 EURATOM aus Sicht einer Landesbehörde – Neue Herausforderungen für die Landesbehörde im Rahmen der Bundesauftragsverwaltung im Strahlenschutz	51
<i>J. Lorenz, J. Honolka</i>	
Der berufliche Strahlenschutz im neuen Strahlenschutzrecht.....	57
<i>J. Junkersfeld, R. Stegemann</i>	
Auswirkungen des neuen Strahlenschutzgesetzes auf das Strahlenschutzregister und die berufliche Strahlenüberwachung.....	58
<i>G. Frasch</i>	

Inhaltsverzeichnis	Seite
Mustergenehmigung zur ortsveränderlichen Verwendung und Lagerung radioaktiver Stoffe im Rahmen der zerstörungsfreien Materialprüfung	61
<i>A. Lange, W. Huhn, J. Schumann</i>	
Umsetzung von Normen in einem Forschungsinstitut – Sichere Aufbewahrung und Lagerung radioaktiver Stoffe nach DIN 25422.....	68
<i>T. Köble, U. Weinand</i>	
Sicherheit und Sicherung radioaktiver Strahlenquellen in Deutschland.....	74
<i>R. Czarwinski, R. Dollan, U. Häusler</i>	
„Wie wenig ist wenig genug?“ oder die Grenzen der Optimierung.....	75
<i>R. Michel</i>	
Sicherheit durch Statistik? - Ein kritischer Blick auf die Anwendung statistischer Methoden im Strahlenschutz.....	82
<i>W. Kraut</i>	
Valide Messungen und qualitative Beratung als Grundlage um im Strahlenschutz fach- und sachgerecht entscheiden zu können – Aufgabe des NLWKN als eine behördliche Messstelle.....	90
<i>H. Brüggemeyer</i>	
Die Macht des MAIK und die Herausforderungen für den Strahlenschutz.....	95
<i>R. Gellermann</i>	
Besorgniswerte für Radionuklide in Böden nach bodenschutzrechtlichen Maßstäben	102
<i>R. Gellermann, D. Barkowski, M. Machtolf</i>	
Strahlenschutz in Kernanlagen: Komplexität versus Systematik.....	109
<i>S.G. Jahn</i>	
Was ist guter Strahlenschutz?	116
<i>B. Lorenz</i>	
Untersuchung und Bewertung des Detrimentbegriffs im Strahlenschutz.....	122
<i>S. Emami, J. Buermeyer, K. Spruck, J. Breckow</i>	
"Transportare necesse est" - Zu den Versuchen in Deutschland, den Transport radioaktiver Stoffe zu unterbinden unter besonderer Berücksichtigung des bremischen Hafenerbetriebsgesetzes	129
<i>U. Feldmann</i>	
CONCERT: Gemeinsame Europäische Forschungsförderung	135
<i>A. Schmitt-Hanning, M. Birschwilks, T. Jung</i>	
ANNETTE: Fortschrittliche Vernetzung von Aus- und Weiterbildungsinitiativen in Kerntechnik und Strahlenschutz.....	140
<i>A. Schmitt-Hanning, C. Bernhard-Ströl</i>	
35 Jahre Strahlenschutz Ausbildung an der Technischen Universität Ilmenau	146
<i>A. Keller, D. Jannek, J. Haueisen</i>	
Weiterbildung auf den Gebieten radiologische Charakterisierung und Freigabe	152
<i>M. Bothe, J. Feinhals, E. Neukäter</i>	
Neue analytische Methode zur schnellen Nuklididentifikation in mobilen in-situ Gammaskpektrometern	156
<i>T. Streil, V. Oeser, W. Wagner, H.-R. Dörfel</i>	

Inhaltsverzeichnis	Seite
Qualitätssicherung der In-situ-Gammaspektrometrie – Internationale Vergleichsmessung an der K-RISK-Phantomwand 2015	163
<i>G. Haas, R. Schupfner, K. Buß</i>	
Bestimmung radioaktiver Stoffe im Menschen. Anwendungen und Technik, damals und heute	169
<i>U. C. Gerstmann</i>	
Eine Abschirmkammer für den Rossendorfer Ganzkörperzähler	176
<i>A. Beutmann, H.-R. Dörfel, S. Ebert, S. Helbig, M. Kaden, D. Löhnert</i>	
Strahlenschutzherausforderungen bei SwissFEL, der neuen Grossforschungsanlage des Paul Scherrer Instituts	183
<i>S. Mayer, E. Hohmann, A. Fuchs, R. Luescher</i>	
Strahlenschutzaspekte der Verwendung thoriumhaltiger Magnesiumlegierungen in Luftfahrzeugen	184
<i>A. Schirmer, M. Kersting, U. Warnecke, L. Strobach</i>	
Eine Fallstudie zur internen Dosimetrie von Am-241 und Sr-90 bei Rückbau einer kerntechnischen Anlage	190
<i>M. Froning, P. Hill</i>	
Radioaktive Verunreinigungen in Radiopharmazeutika mit Y-90 – Konsequenzen für die Entsorgung von Reststoffen	197
<i>C. Wanke, A. Solle, L. Geworski</i>	
Verfahrenskombinierte Freigabemessung aktivierter Beschleunigerteile.....	204
<i>S. Jansen, W. Enghardt, S. Friedemann</i>	
Modellierung von Uraneinträgen aus Düngern und ihr Verbleib im Boden.....	213
<i>M. Achatz, L. Urso</i>	
Implementierung eines radiologischen Umgebungsüberwachungsmesssystems für das Kernkraftwerk Bruce Power (Kanada).....	220
<i>M. Madaric</i>	
Validierung des atmosphärischen Ausbreitungsmodells ARTM anhand des Vergleichs mit realen Immissionsmessdaten.....	224
<i>S. Hettrich, M. Kainz, H. Wildermuth, C. Strobl</i>	
Der Rossendorfer Forschungsreaktor – Betrieb und Rückbau aus Sicht der Emissionsüberwachung	225
<i>B. Bauer, A. Beutmann, W. Bößert, K. Jansen, M. Kaden, J. Scheibke, M. Walter</i>	
Erstbewertung zur Radonsituation von Häusern im Freistaat Sachsen mittels langzeitintegrierenden Messungen, Vergleich der Ergebnisse mit Kurzzeitmessungen und Erfassung der Radon-Aktivitätskonzentration in der Bodenluft der Grundstücke	231
<i>M. Alisch-Mark, D. Keck, W. Preuße, A. Taube, H. Busch, T. Heinrich</i>	
Radon in Schulen – Eine Erhebungsmessung in Baden-Württemberg	238
<i>I. Fesenbeck, Chr. Naber, G. Frank, Chr. Wilhelm, M. Schaller</i>	
Entwicklung eines Verfahrens zur Bestimmung von C-14 _{gesamt} in gesättigten Salzlösungen.....	244
<i>C. Lucks, C. Prautsch</i>	

Inhaltsverzeichnis	Seite
Umsetzung der DIN ISO 11929 für die Strahlenschutzmesstechnik in kerntechnischen Anlagen	251
<i>S. Gloris, O. Mende</i>	
Methodik zur Bestimmung der Radonquellstärke in Gebäuden	252
<i>T. Neugebauer, H. Hingmann, J. Buermeyer, V. Grimm, K. Spuck, J. Breckow</i>	
Regressionsanalysen von Radonmessungen	258
<i>J. Buermeyer, M. Gundlach, T. Neugebauer, H. Hingmann., V. Grimm, J. Breckow</i>	
Radonemissionsverhalten von Halden des Uranbergbaus und daraus resultierende Radonemissionen	265
<i>J. Regner, W. Hinz, P. Schmidt</i>	
Aufsichtliche Überwachung zum Strahlenschutz von Bergleuten bei untertägigen Bergsicherungsarbeiten im Altbergbau	272
<i>J. Dehnert</i>	
Untersuchungen zu radiologischen Folgen schwerer Unfälle in schweizerischen Kernkraftwerken auf die Trinkwasserversorgung und vorbeugende Massnahmen im Wasserwerk zur Absicherung der Trinkwasserqualität und -versorgung	278
<i>V. Ustohalova, C. Küppers, M. Claus</i>	
Inkorporationsmessungen an Kindern: von Tschernobyl bis Fukushima	284
<i>P. Hill, F. Bronson, R. Hayano</i>	
Integrierte Biodosimetrie bei radiologischen Grosschadensereignissen – Möglichkeiten für zivil-militärische Zusammenarbeit	285
<i>M. Port, S.F. Eder, A. Lamkowski, M. Majewski, M. Abend</i>	
Strahlenexposition von Kindern in der diagnostischen Radiologie	291
<i>M. Seidenbusch, K. Schneider</i>	
Posterbeiträge	293
Vorstellung des Qualitätssicherungsprogramms Strahlenschutzmesstechnik am Forschungsstandort Rossendorf	295
<i>D. Röllig</i>	
Gefährdungsbeurteilung für solare Exposition bei Tätigkeiten im Freien auf Basis des UV-Index	301
<i>G. Franke, M. Brose</i>	
Ein Verein als Kursanbieter: organisatorische und fachliche Erfahrungen	305
<i>A. Keller, M. Scheithauer</i>	
ENETRAP III WP7: Europäische Leitlinien zur Umsetzung der Aus- und Weiterbildungs-Anforderungen der EURATOM-Grundnormen im Strahlenschutz	312
<i>R. Paynter, J. Stewart, A. Schmitt-Hanning, M. Coeck, A. Falcao</i>	
⁹⁰ Sr in menschlichen Ausscheidungsproben. Vergleich zwischen MC-ICP-MS und konventioneller LowLevel Beta-Messung	318
<i>M. Burow, C. Schumacher, M. Zoriy</i>	
Strahlenschutzplanung für die APPA-Experimentierhalle bei FAIR	323
<i>R. Kissel, A. Belousov, A. Bräuning-Demian, I. Conrad, A. Evdokimov, G. Fehrenbacher, R. Lang, T. Radon, B. Zieser</i>	

Inhaltsverzeichnis	Seite
Strahlenschutz für die Antiprotonenproduktion bei FAIR.....	329
<i>I. Conrad, G. Fehrenbacher, V. Gostishchev, M. Helmeke, R. Kissel, K. Knie, R. Lang, B. Zieser</i>	
Natürliche Radionuklide in Urin- und Stuhlproben	335
<i>M. Froning, M. Burow, R. Ennen, A. Hölters, S. Laumen-Sentis, M. Zoriy</i>	
No nuclear power - No disposal facility?.....	341
<i>J. Feinhals</i>	
Messungen von Kr-85 und Xe-133 als ungestörte Tracer zur Darstellung atmosphärischer Transportvorgänge nach Freisetzung von Radioaktivität aus kerntechnischen Anlagen	349
<i>G. Frank, J. Salvamoser, T. Steinkopff</i>	
Untersuchungen zur Radiocäsiumbelastung von sächsischem Schwarzwild	356
<i>T. Heinrich, A. Abraham, W. Preuße, J. Pianski, M. Alisch-Mark, S. Lange</i>	
Dauerhaftes Monitoring der Radionuklide in Umgebung von Salaspils Kernreaktor	362
<i>D. Rekestina, J. Berzins, T. Krasta, O. Skrypnik, J. Alksnis</i>	
Einflußfaktoren zum Wanderungsverhalten von Cs-137 und Sr-90 in Böden sowie deren Transfer in Pflanzen	369
<i>R. Bechtler, S. Schnepf</i>	
Radon-222 und Beryllium-7 als natürliche Tracer.....	370
<i>G. Frank, J. Salvamoser, T. Steinkopff</i>	
Express-Wetterblenden-System zum Sofort-Schutz von Bergleuten vor Radonexpositionen bei untertägigen Bergsicherungsarbeiten im Altbergbau	376
<i>J. Dehnert, J. Stopp, B. Schönherr, D. Read</i>	
AlphaGUARD, die neue Referenz für die kontinuierliche Messung der Radonkonzentration in Luft, Boden, Wasser und Baumaterial.....	380
<i>F. Roessler, J. Villert, W. Buerkin</i>	
Bilanzierung der Alpha-Aktivitätskonzentration der Raumluft mit einem Schrittbandfiltergerät: Numerische Simulation des Verlaufs der Bestäubung und der kontinuierlichen Auswertung mit Kompensation der natürlichen Aktivität durch ABPD und AERD	387
<i>W. Kraut, W. Schwarz, B. Kraut</i>	
Bestimmung von Blei-210 in Trinkwasser.....	395
<i>M. Müller, M. Zoriy</i>	
Aktualisierung von Kalibrierkurven von $^{14}\text{C}/\text{C}$, $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ und $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ in Elefanteneifenbein zum Zwecke der Alterbestimmung und die Konsequenzen für den Strahlenschutz nicht-menschlicher Arten.....	396
<i>R. Schupfner</i>	
Validierung des Prüfverhaltens "Massenspektrometrie" mittels eines ICP-QMS nach Anforderungen des Qualität-Managements (QM)	404
<i>C. Schumacher, M. Burow, M. Froning, M. Zoriy</i>	
Schnellmethode zur Bestimmung von SR-89 und SR-90 durch Čerenkov- und Proportionalzählermessungen	412
<i>S. Lange, C. Wende, R. Schwokowski, M. Alisch-Mark, A. Abraham, T. Heinrich</i>	

Inhaltsverzeichnis	Seite
Automatisiertes Schnellverfahren zur Bestimmung von Ni-63 und Fe-55 in Umweltproben aus dem Rückbau	418
<i>E. Cögür, M. Zoriy</i>	
Kontinuierliches Verfahren zur vor-Ort Bestimmung von Radon in Grund- und Oberflächenwässern	424
<i>A. Schmidt, C. Fogel</i>	
Beratungsstelle Radioaktivität Schweiz	425
<i>N. Mosimann, B. Balsiger, M. Burger</i>	
Aussteller	433
Autorenverzeichnis	437

**Beiträge
eingeladener Redner**

GRENZWERTE, RICHTWERTE, REFERENZWERTE – WAS BEDEUTET DAS FÜR DEN STRAHLENSCHUTZ?

DOSE LIMITS, CONSTRAINTS, REFERENZ LEVELS – WHAT DOES IT MEAN FOR RADIATION PROTECTION?

J. Breckow¹⁾

¹⁾Institut für Medizinische Physik und Strahlenschutz (IMPS)
Technische Hochschule Mittelhessen (THM), Gießen, Deutschland

Zusammenfassung

Das etablierte Konzept des Strahlenschutzes mit seinen fundamentalen Grundsätzen Rechtfertigung, Optimierung und Begrenzung hat sich bewährt und wird fortentwickelt. In seiner tieferen Bedeutung ist es jedoch recht subtil und komplex, auch weist es einige, z.T. unvermeidliche Brüche und Inkonsistenzen auf. Dies trifft auch für die Begriffe Grenzwert, Referenzwert und Richtwert zu, die eng mit den Strahlenschutzgrundsätzen verknüpft sind und entsprechend unterschiedliche und fest definierte Bedeutungen haben. Um die volle Schutzwirkung des Strahlenschutzkonzepts gewährleisten zu können, muss die Unterschiedlichkeit und die damit verbundene Bedeutung ständig kommuniziert werden. Es besteht die dauernde Notwendigkeit, die konzeptionelle Funktion dieser Begriffe zu verteidigen und gegen absichtliche und unabsichtliche Missverständnisse und Fehlinterpretationen zu schützen. Referenzwerte sind keine Grenzwerte und dürfen auch nicht als solche toleriert werden. Dem Versuch, solche oder andere Missinterpretationen von Strahlenschutzgrundsätzen für eigene Zwecke zu instrumentalisieren, muss sich der Strahlenschutz mit aller Kraft entgegenstellen.

Summary

The established concept of radiation protection with its basic principles justification, optimization, and limitation has proved its value and is going to be continued. In its deeper meaning, however, the concept is rather subtle and complex. Furthermore, in some aspects there remain some breaches or inconsistencies. This is just true for the terms dose limit, reference level, and constraint that are tightly associated with the radiation protection principles. In order to guarantee the ability of radiation protection in whole extent, the subtle differences of meaning have to be communicated. There is a permanent need to defend the conceptual function of these terms against deliberate or undeliberate misinterpretations. Reference levels are definitely not the same as dose limits and they may not be misused as such. Any attempt to misinterpret fundamental radiation protection principles for selfish purposes should be discouraged vigorously.

Schlüsselwörter *Rechtfertigung, Optimierung, Begrenzung, Konzepte, Grundsätze*
Keywords *justification, optimization, limitation, concepts, principles*

1. Das Konzept des Strahlenschutzes

Das seit vielen Jahren etablierte Konzept des Strahlenschutzes mit seinen fundamentalen Grundsätzen Rechtfertigung, Optimierung und Begrenzung hat sich bewährt und wird fortentwickelt. Solche Fortentwicklungen, wie hauptsächlich die Empfehlungen der ICRP 103 [1] oder die EU-Grundnorm Richtlinie 2013/59/Euratom [2] und somit auch das zu erwartende

Deutsches Strahlenschutzgesetz, sollen neue biologische und physikalische Erkenntnisse berücksichtigen und, soweit mit diesen Erkenntnissen vereinbar, größtmögliche Kontinuität gewährleisten. Auch können sie genutzt werden, um die zugrundeliegenden Konzepte zu straffen, zu glätten und nachvollziehbarer zu machen.

Die Grundsätze Rechtfertigung, Optimierung und Begrenzung sind in definierter und festgelegter Weise auf verschiedene Expositionssituationen bezogen (Abb.1). Weiterhin sind dem jeweiligen Grundsatz und der jeweiligen Expositionssituation bestimmte Grenzwerte, Richtwerte und Referenzwerte zugeordnet. Dosisgrenzwerte beispielsweise sind, wie der Name schon sagt, dem Grundsatz Begrenzung zugeordnet. Ziel dabei ist es, das durch eine Strahlenexposition hervorgerufene Risiko für einen stochastischen Effekt zu begrenzen. Da es für Risiken keine Messgröße gibt, dient eine geeignet definierte und messbare bzw. berechenbare "Dosis" (z.B. die Effektive Dosis) diesem Zweck. Die angestrebte Risikobegrenzung erfolgt also durch eine zugeordnete Dosisbegrenzung. Dosisgrenzwerte beziehen sich auf geplante Expositionssituationen für die Normalbevölkerung und die beruflich Strahlenexponierten. Für Patienten gelten auch in geplanten Expositionssituationen keine Grenzwerte (Abb.1).

Das System des Strahlenschutzes :

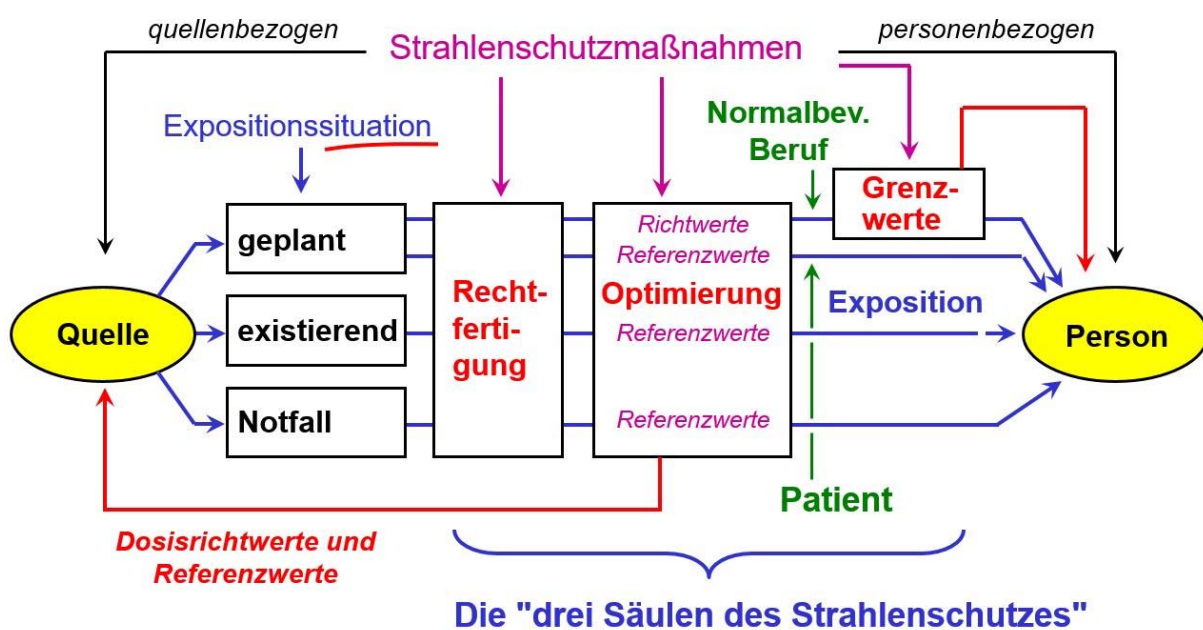


Abb. 1: Das System des Strahlenschutzes nach ICRP 103 [1] mit den Strahlenschutzgrundsätzen Rechtfertigung, Optimierung und Begrenzung (Grenzwerte) für geplante, existierende und Notfall-Expositionssituationen. Grenzwerte sind personenbezogen. Dosisrichtwerte und Referenzwerte sind Instrumente der Optimierung und sind quellenbezogen.

2. Das Prinzip der Optimierung

Nach ICRP 103 [1] ist die Optimierung das "Vorgehen zum Erreichen eines Schutz- und Sicherheitsgrads, bei dem tatsächliche Expositionen und die Wahrscheinlichkeit und Höhe potenzieller Expositionen so niedrig wie vernünftigerweise erreichbar werden. Dabei sollen wirtschaftliche und gesellschaftliche Faktoren berücksichtigt werden." In Kurzform ist dies das

bekannte ALARA-Prinzip (As low as reasonably achievable). Optimierungsstrategien gelten in unterschiedlicher Weise für alle Expositionssituationen und richten sich i.d.R. auf die Expositionsquelle, sie sind also quellenbezogen.

Für geplante Expositionssituationen, für die Dosisgrenzwerte existieren, dienen Optimierungsmaßnahmen der Dosisreduktion auch und insbesondere unterhalb dieser Grenzwerte. Dieses Prinzip findet in der öffentlichen (aber bisweilen auch in der fachlichen) Wahrnehmung häufig zu wenig Beachtung, wenn das Augenmerk zu stark darauf gerichtet ist, ob die gegenwärtig gültigen Grenzwerte das Schutzbedürfnis der Bevölkerung bzw. der Arbeitnehmerschaft noch angemessen abbilden. Die Hauptanstrengungen des Strahlenschutzes spielen sich weit unterhalb der Grenzwerte ab und richten sich am Strahlenschutzgrundsatz der Optimierung aus. Seit 1990 hat sich die berufliche Strahlenexposition als Folge des Optimierungsgrundsatzes deutlich verringert. Unter den ca. 350.000 strahlenschutzüberwachten Personen im Jahr 2012 waren etwa 50.000 Personen mit Jahresdosen größer Null. Der Jahresmittelwert 2012 für diese Teilgruppe lag bei etwa 0,5 mSv, während er im Jahr 1990 noch bei etwa 2 mSv lag [3]. Nur 3 (!) der 350.000 insgesamt strahlenschutzüberwachten Personen haben 2012 den Grenzwert von 20 mSv überschritten [4].

Sowohl für medizinische Strahlenanwendungen an Patienten (geplante Expositionssituationen), als auch für existierende und für Notfall-Expositionssituationen gibt es keine Dosisgrenzwerte (Abb.1). In diesen Situationen stützt sich der Strahlenschutz neben der Rechtfertigung ausschließlich auf den Strahlenschutzgrundsatz der Optimierung. Daher ist es leicht einzusehen, dass die Maßnahmen der Optimierung eine erhebliche Rolle im Strahlenschutz spielen. Wesentliche Instrumente für Optimierungsmaßnahmen sind Dosisrichtwerte und Referenzwerte (Abb.1).

3. Dosisrichtwerte

Dosisrichtwerte sind Optimierungsinstrumente für berufliche Expositionen, Expositionen der Bevölkerung und medizinische Expositionen (Art.6, 2013/59/ Euratom-Grundnorm) [2]. Nach Art. 4 [2] werden Dosisrichtwerte verwendet, "um den Bereich der Möglichkeiten festzulegen, die bei der Optimierung für eine bestimmte Strahlungsquelle in einer geplanten Expositionssituation betrachtet werden." Für die berufliche Exposition wird der Dosisrichtwert von dem Unternehmen unter der allgemeinen Aufsicht der zuständigen Behörde festgelegt. In ihrer Empfehlung zur Einführung von Dosisrichtwerten in das deutsche Strahlenschutzrecht [5] definiert die SSK verschiedene Bereiche, für die Dosisrichtwerte betrachtet werden. Dazu gehören beispielsweise kerntechnische Anlagen, Zwischenlager, NORM-Industrie, Fliegendes Personal und andere. Die SSK behandelt dabei die Frage, inwieweit bereits bestehende Regelungen zu Dosisrichtwerten mit den Anforderungen der EU-Grundnorm vereinbar sind, ob durch die Einführung von Dosisrichtwerten eine Verbesserung des beruflichen Strahlenschutzes zu erwarten ist und wie ggf. eine solche Einführung gestaltet werden könnte [5]. Auf der Grundlage dieser Überlegungen empfiehlt die SSK, dass die Prüfung der Zweckmäßigkeit einer Einführung von geeigneten Dosisrichtwerten durch den Strahlenschutzverantwortlichen eines Unternehmens verpflichtend wird. Auf der anderen Seite sieht die SSK für keinen der betrachteten Bereiche eine Einführung von Dosisrichtwerten auf Gesetzes- oder Verordnungsebene zur Umsetzung der Richtlinie 2013/59/Euratom als notwendig an [5].

Für die Exposition der Bevölkerung wird gemäß EU-Grundnorm [2] ein Dosisrichtwert für eine Individualdosis festgelegt, die eine Person durch den geplanten Betrieb einer Anlage erhalten

kann. Die zuständige Behörde stellt sicher, dass dieser Richtwert mit dem Dosisgrenzwert vereinbar ist [2]. Auch zur Umsetzung dieser Forderung hat die SSK eine Empfehlung abgegeben [6]. In insgesamt 19 Einzelempfehlungen geht die SSK darauf ein, auf welche Weise Dosisrichtwerte für Einzelpersonen der Bevölkerung festgelegt werden können und wie diese zum Nachweis der Einhaltung des Grenzwerts beitragen kann [6].

4. Referenzwerte

4.1 Medizin

Die mittlere Dosis, die die deutsche Bevölkerung durch medizinische Strahlenanwendungen, vor allem durch diagnostische Röntgenstrahlung, erhält, gilt als eine der höchsten weltweit. Aus Strahlenschutzsicht ist dieser Umstand Anlass genug, um verstärkte Anstrengungen zur Reduzierung der Dosis für Patienten, für die es keine Grenzwerte gibt, mit Hilfe von Optimierungsmaßnahmen zu unternehmen. Das Optimierungsinstrument für Strahlenanwendungen in der Medizin (geplante Expositionssituationen) sind die so genannten Diagnostischen Referenzwerte (DRW). Die DRW werden vom Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), das auch einen Leitfaden zur Handhabung der DRW herausgebracht hat [7], in regelmäßigen Abständen aktualisiert. In ihrer z.Zt. gültigen Fassung sind dies die DRW für die Radiologie [8] und für die Nuklearmedizin [9]. Die Referenzwerte beziehen sich auf verschiedene für die Dosis des Patienten relevante gerätespezifische Parameter. In der konventionellen Röntgendiagnostik ist dies beispielsweise das Dosisflächenprodukt (DFP), für die Mammographie wird die mittlere Parenchymdosis (Average Glandular Dose, AGD) angegeben und für die Computertomographie das Dosislängenprodukt (DLP) bzw. der CT-Dosisindex $CTDI_{vol}$ [7]. In der Nuklearmedizin werden DRW für die Aktivität angegeben [9].

Die Ärztlichen Stellen (ÄS) fordern im Rahmen der Qualitätssicherung Unterlagen vom Betreiber einer Röntgeneinrichtung an. Bei einer Überschreitung der DRW ist der Betreiber aufgefordert, eine Begründung hierfür anzugeben, sein weiteres Vorgehen zur Reduzierung der Parameterwerte zu beschreiben, sowie sich von der ÄS beraten zu lassen. Eine beständige und ungerechtfertigte Überschreitung der DRW wird von der ÄS an die zuständige Aufsichtsbehörde mitgeteilt.

4.2 Radon

Radon-Exposition in Innenräumen gehört zur Klasse der existierenden Expositionssituationen. Für solche Expositionssituationen gibt es zunächst keine Grenzwerte. Als Instrument zur Reduzierung des Strahlenrisikos durch Radon werden daher Referenzwerte in Bezug auf die Radon-Aktivitätskonzentration (Einheit: Bq/m^3) definiert (vgl. Abb.1). Wie in anderen Fällen bei der Festlegung von Referenzwerten unterliegen auch die Radon-Referenzwerte Aspekten der Reduzierung einzelner Expositionspfade, der Kontrolle einzelner Quellen und Kosten/Nutzen-Erwägungen. Bei der Optimierung wird nach Art 7 der EU-Grundnorm [2] den Maßnahmen oberhalb der Referenzwerte Vorrang eingeräumt, und die Optimierung wird auch unterhalb der Referenzwerte fortgesetzt. Wird allerdings an Arbeitsplätzen der Referenzwert trotz Optimierungsmaßnahmen überschritten, so wird diese Situation als geplante Expositionssituation behandelt und es gelten die Grenzwerte für beruflich Strahlenexponierte.

Die EU-Grundnorm [2] sieht sowohl für Aufenthaltsräume der Bevölkerung als auch für Arbeitsplätze einen Radon-Referenzwert von $300 Bq/m^3$ vor. Auch der Fachverband für Strah-

lenschutz spricht sich in seiner Stellungnahme für diese Referenzwerte aus [10]. Die Auseinandersetzung mit diesen Referenzwerten hat weitreichende Implikationen und gewinnt zunehmend an Bedeutung in der öffentlichen Diskussion. In diesem Zusammenhang ist es besonders wichtig, allen an der Debatte Teilhabenden den gravierenden konzeptionellen Unterschied zwischen Referenzwert und Grenzwert klarzumachen. Um die volle Schutzwirkung des Strahlenschutzkonzepts auch in Bezug auf die Radonexposition der Bevölkerung gewährleisten zu können, muss die damit verbundene Bedeutung ständig kommuniziert werden. Es besteht die dauernde Notwendigkeit, die konzeptionelle Funktion dieser Begriffe zu verteidigen und gegen absichtliche und unabsichtliche Missverständnisse und Fehlinterpretationen zu schützen. Referenzwerte sind keine Grenzwerte und dürfen auch nicht als solche toleriert werden. Dem Versuch, solche oder andere Missinterpretationen von Strahlenschutzgrundsätzen für eigene Zwecke zu instrumentalisieren, muss sich der Strahlenschutz mit aller Kraft entgegenstellen.

4.3 Schutz der Umwelt

Bereits in ICRP 103 [1] wird auf den Schutz der Umwelt Bezug genommen und sich mit der Frage auseinandergesetzt, ob die Umwelt genügend geschützt sei, wenn der Mensch geschützt ist. In ICRP 108 [11] wird zur Beurteilung der Strahlenexposition nicht-menschlicher Arten eine Liste von 12 Referenztieren und -pflanzen (RAPs) definiert. Für diese wird ein Bereich von Dosisraten angegeben, die so genannten "Derived Consideration Reference Levels" (DCRLs). Diese orientieren sich an bestimmten die Strahlenwirkung charakterisierenden biologischen Parametern für repräsentative Organismen in Bezug auf so genannte "Environmental Reference Levels" (ERLs) [1,11]. Insgesamt folgt dieses System ebenfalls den in den Strahlenschutzgrundsätzen angelegten Optimierungsgedanken.

5. Notfallsituationen

Für Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung in Notfall-Expositionssituationen werden Referenzwerte, Eingreifrichtwerte und abgeleitete Richtwerte verwendet. In Ihren Empfehlungen zu den "Radiologischen Grundlagen" geht die SSK ausführlich hierauf ein [12]. Das Ziel solcher Maßnahmen ist die Begrenzung der Wahrscheinlichkeit für stochastische Strahlenwirkungen. Ausgangspunkt ist die Festlegung von Referenzwerten für die verbleibende Dosis im 1. Jahr nach einem Unfall unter der Voraussetzung, dass eine bestimmte Notfallschutzmaßnahme getroffen wurde. Um das Einleiten einer solchen Maßnahme zu entscheiden, dient der "Eingreifrichtwert", der sich auf die zu erwartende Dosis bezieht, falls keine Maßnahme ergriffen wird, und einen wesentlichen kürzeren Zeitraum umfasst (z.B. 7 Tage nach dem Unfall). Das "Auslösekriterium" hierfür stellen die "abgeleiteten Richtwerte" dar, die sich auf die zur Verfügung stehenden relevanten Messgrößen beziehen (z.B. Ortsdosisleistung, Bodenkontamination usw.). Nach Erfassen der radiologischen Lage nach einiger Zeit sind jeweils die Referenzwerte die maßgeblichen Größen und es gibt keine Eingreifrichtwerte mehr. Auch für Notfall-Expositionssituationen gibt es keine von vornherein festgelegten Grenzwerte. Notfallschutz unterliegt in ganz wesentlichem Umfang den Optimierungsstrategien des Strahlenschutzes.

6. Literaturverzeichnis

- [1] ICRP: The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Publication 103, Annals of the ICRP, Pergamon Press, Oxford (2007)

- [2] EU-Grundnorm: Rat der Europäischen Union. Richtlinie 2013/59/Euratom des Rates vom 5. Dezember 2013 zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung. Amtsblatt der Europäischen Union, L 13/1, 17.01.2014 (2013)
- [3] <http://www.bfs.de/DE/themen/ion/strahlenschutz/beruf/strahlenschutzregister/strahlenschutzregister-ergebnisse.html> (17.06.2016)
- [4] BMUB: Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB). Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung, Jahresbericht 2012 (2014)
- [5] SSK: Einführung von Dosisrichtwerten (Dose Constraints) zum Schutz vor beruflicher Strahlenexposition bei der Umsetzung der Richtlinie 2013/59/Euratom in das deutsche Strahlenschutzrecht. Empfehlung der Strahlenschutzkommission. Verabschiedet in der 273. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 11./12. Dezember 2014 (2014)
- [6] SSK: Umsetzung des Dosisgrenzwertes für Einzelpersonen der Bevölkerung für die Summe der Expositionen aus allen zugelassenen Tätigkeiten. Empfehlung der Strahlenschutzkommission. Verabschiedet in der 274. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 19./ 20. Februar 2015 (2015)
- [7] BfS: Leitfaden zur Handhabung der diagnostischen Referenzwerte in der Röntgendiagnostik. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, 06.05.2015 (2015)
- [8] BfS: Bekanntmachung der aktualisierten diagnostischen Referenzwerte für diagnostische und interventionelle Röntgenuntersuchungen. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), 22.06.2010 (2010)
- [9] BfS: Diagnostische Referenzwerte für nuklearmedizinische Untersuchungen. Nuklearmedizin Referenzwerte A.24, RS-Handbuch. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), 25.09.2012 (2012)
- [10] FS: Stellungnahme des Deutsch-Schweizerischen Fachverbands für Strahlenschutz e.V. zur Einführung von Referenzwerten für Radon in Aufenthaltsräumen und an Arbeitsplätzen. Fachverband für Strahlenschutz, Mai 2016 (2016)
- [11] ICRP: Environmental Protection – the Concept and Use of Reference Animals and Plants. International Commission on Radiological Protection (ICRP), Publication 108, Ann ICRP 38 (4-6) (2008)
- [12] SSK: Radiologische Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei Ereignissen mit Freisetzungen von Radionukliden. Empfehlung der Strahlenschutzkommission. Verabschiedet in der 268. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 13./14. Februar 2014 (2014)

MEHR ALS EIN JAHRHUNDERT FORSCHUNG ZU DEN BIOLOGISCHEN WIRKUNGEN IONISIERENDER STRAHLUNG

MORE THAN A CENTURY OF RESEARCH OF THE BIOLOGICAL EFFECTS OF IONIZING RADIATION

W.-U. Müller¹⁾

¹⁾Institut für Medizinische Strahlenbiologie, Universitätsklinikum Essen, Deutschland

Zusammenfassung

Bereits kurz nach der Entdeckung der ionisierenden Strahlung im Jahr 1895 wurde klar, dass diese Art Strahlung in der Lage ist, massive Gesundheitsstörungen zu verursachen. Zunächst wurden deterministische Schäden wie Haarverlust und Hautverbrennungen beobachtet und etwas später stochastische Schäden wie Leukämie und Hautkrebs. Schon bald begannen Untersuchungen, warum das so ist. Und dies nicht nur vor dem Hintergrund, sich vor den schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung zu schützen, sondern auch vor dem Hintergrund des Einsatzes dieser Art Strahlung für Heilzwecke. Die Untersuchungen erfolgten zunächst im Tierversuch, anschließend dominierten Experimente auf zellulärer und chromosomaler Ebene, bis sich schließlich die Forschung der molekularen Ebene zuwendete. Es wird jedoch immer deutlicher, dass der Gesamtorganismus wieder in den Vordergrund rücken sollte, da die komplexen Wechselwirkungen im Gesamtorganismus weder auf der molekularen, noch auf der zellulären Ebene erfasst werden können. In der weiteren Zukunft könnte sogar die Einbeziehung der gesamten Ökosphäre in Risikobetrachtungen eine Rolle spielen.

Summary

Already shortly after the discovery of ionising radiation in 1895 it became obvious, that this type of radiation is able to cause severe health effects. In the beginning, deterministic effects were observed, like hair loss and skin burns and somewhat later stochastic effects like leukaemia and skin tumours. Soon studies started why this happens; not only because of protection against the harmful effects of ionising radiation, but also against the background of the therapeutic application of this type of radiation. The studies were initially done in animal experiments, subsequently experiments on the cellular and chromosomal level dominated, until research turned to the molecular level. It is increasingly obvious that the complete organism should be considered, because the complex interactions in the organism are not reflected on the molecular or the cellular level. In the remote future, even the inclusion of the total ecosphere may be necessary for risk considerations.

Schlüsselwörter biologische Strahlenforschung, Historie

Keywords biological radiation research, history

1. Vorbemerkung

Dieser Beitrag ist bewusst subjektiv geschrieben, erhebt also nicht den Anspruch, die Historie der biologischen Strahlenforschung umfassend darzustellen und den Qualitätsansprüchen, die ein Historiker stellen würde, zu entsprechen. Es ist der Blick eines Strahlenbiologen aus dem Jahr 2016 zurück zu den Anfängen der Erforschung biologischer Wirkungen ionisierender Strahlung 1895/96 und auf die sich daran anschließende Entwicklung. Ebenfalls bewusst wurde auf Zitate verzichtet, da es viel zu viele wären, die man aufführen müsste, und man bei einer Beschränkung auf sogenannte „key publications“ vielen Forschern Unrecht täte, die man nicht zitiert.

Die im Folgenden angegebenen Jahreszahlen sind selbstverständlich nur circa Werte und auch nicht so zu verstehen, dass damit der zuvor aufgeführte Forschungsschwerpunkt abgeschlossen wäre. So werden auch heute noch Strahlenschäden entdeckt, von denen man lange Zeit glaubte, dass sie mit ionisierender Strahlung nichts oder allenfalls nur im hohen Dosisbereich zu tun hätten. Man denke nur an die in der letzten Zeit intensiv diskutierte Herz-Kreislauf-Problematik.

2. Ab 1895: Entdeckung und Beschreibung von Gesundheitsschäden

Bereits wenige Wochen nach der Entdeckung der X-Strahlen 1895 durch Wilhelm Conrad Röntgen wurde von Hautschäden berichtet. Antoine-Henri Becquerel, der 1896 die Radioaktivität entdeckte, musste am eigenen Leib die schädigende Wirkung ionisierender Strahlung erfahren, da er in der Westentasche ein Röhrchen mit Radium zu Demonstrationszwecken mit sich führte. In Höhe dieses Röhrchens kam es zunächst zu einem Erythem (Rötung der Haut) und anschließend entwickelte sich dort ein Geschwür. Im April 1896 beobachtete der Arzt Daniels an der Vanderbilt Universität, dass eine Exposition des Schädels zu Haarausfall führen kann.

Es war also offensichtlich, dass diese Art Strahlung eine zellabtötende Wirkung hat. Es ist daher nicht verwunderlich, dass sehr bald die Idee geboren wurde, ionisierende Strahlung zu therapeutischen Zwecken einzusetzen. So entfernte Leopold Freund im Herbst 1896 (publiziert 1897) ein behaartes Muttermal auf dem Rücken eines fünfjährigen Mädchens. Erstaunlicherweise überlebte das Kind und im Jahr 1973 konnte die inzwischen über 80jährige Frau auf einem Röntgenkongress in Wien den Behandlungserfolg demonstrieren, wenn auch verbunden mit deutlichen Deformationen des Rückens. Allerdings war es dann ein weiter Weg von dieser, man muss fast sagen „leider“ erfolgreichen Therapie, da aus ihr zunächst die falschen Schlussfolgerungen gezogen wurden, bis hin zur modernen Strahlentherapie.

3. Ab 1900: Tier-Experimente, um Aufschluss über die Risiken und die zugrundeliegenden Mechanismen zu erhalten

Es ist nicht erstaunlich, dass sehr bald systematische Untersuchungen einsetzten, um Aufschluss über die Risiken ionisierender Strahlung und über die ihnen zugrundeliegenden Mechanismen zu erhalten. Einige Beobachtungen, die man durchaus als Anfänge einer experimentellen Strahlenbiologie ansehen kann, erfolgten bereits Mitte 1896. Lortet und Genoud injizierten Tuberkelbazillen in die Leiste von acht Meerschweinchen; bei drei Tieren wurden die Injektionsstellen acht Wochen lang täglich bestrahlt mit dem Ergebnis, dass diese drei Tiere keine Erkrankungsanzeichen aufwiesen, die fünf unbehandelten Tiere aber schwer erkrankten.

Richtig in Schwung kam die biologische Strahlenforschung allerdings erst zu Beginn des zwanzigsten Jahrhunderts. Der Name Heinrich Albers-Schönberg spielt hier eine wichtige Rolle, war er doch der Erste, der 1903 an Kaninchen und Meerschweinchen Effekte auf männliche Keimdrüsen berichtete. In der Folgezeit wurde die Thematik „Schäden am Erbmateriale“ von zahlreichen Forschern aufgegriffen. Theodor Boveri äußerte den Verdacht (erstmalig bereits 1902, sehr viel detaillierter allerdings erst 1914), dass es einen kausalen Zusammenhang zwischen Chromosomenschäden und Krebsentstehung gibt.

Insbesondere die Ergebnisse der Bestrahlung von Ratten-Testes brachten im Jahr 1906 Bergonié und Tribondeau zur Formulierung ihres berühmten „law“, das jedoch, wie sich inzwischen herausgestellt hat, weniger ein Gesetz, als vielmehr eine Regel ist. Diese Regel besagt in etwa: In Bezug auf Zelltod sind diejenigen Zellen besonders strahlenempfindlich, die sich häufig teilen und die wenig differenziert sind. Die wichtigste der zahlreichen Ausnahmen von dieser Regel sind die Lymphozyten, die gemäß der Regel extrem strahlenresistent sein sollten (sie teilen sich normalerweise nicht und sind hoch-differenziert), sie sind jedoch so ziemlich die strahlenempfindlichsten Zellen des Körpers überhaupt.

Einen erheblichen Einfluss auf das Konzept des Strahlenschutzes hatten die Schlussfolgerungen, die Hermann Joseph Muller Mitte der zwanziger Jahre aus den Ergebnissen seiner Experimente zu genotoxischen Wirkungen ionisierender Strahlung bei *Drosophila* zog. Abbildung 1 zeigt stark schematisiert eine Dosis-Wirkungsbeziehung, wie sie typischerweise von Muller und einigen anderen Forschern gefunden wurde.

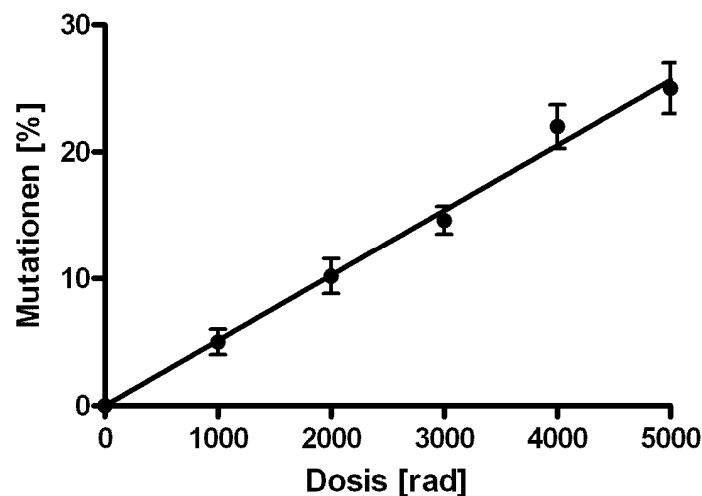


Abb. 1: Stark schematisierte Darstellung der Ergebnisse von Mutationsexperimenten an *Drosophila*

Bedeutsam für den Strahlenschutz sind diese Ergebnisse deshalb, weil Muller, insbesondere in seiner Nobelpreisrede 1946, die Linearität des Effektes betonte und feststellte „that there is no escape from the conclusion that there is no threshold“. Dieses Statement ist aus zwei Gründen problematisch. Zum einen waren die niedrigsten Strahlendosen mit etwa 10 Gy selbst für Insekten alles andere als niedrig und zum zweiten wurde Muller etwa einen Monat vor seiner Nobelpreisrede durch Curt Stern über Ergebnisse einer Studie informiert, die der Muller'schen Schlussfolgerung komplett widersprachen. Für lange Zeit jedoch und teilweise auch heute noch werden die Schlussfolgerungen Mullers als starke Stütze der LNT-Annahme (linear no-threshold) angesehen.

4. Ab 1950: Experimente auf Zell-Ebene

Bahnbrechend für die biologische Strahlenforschung war die Etablierung von Säugerzellkulturen durch Puck und Marcus Anfang der fünfziger Jahre des letzten Jahrhunderts. Der Koloniebildungstest (s. Abb. 2) dominierte für viele Jahre die Forschungsszene in der Strahlenbiologie.

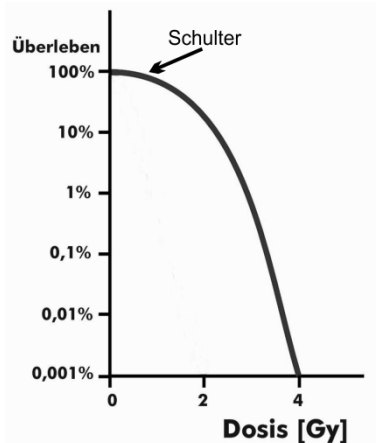


Abb. 2: Eine typische Schulterkurve als Ergebnis eines Koloniebildungstests, wobei die Schulter das Erholungsvermögen des exponierten Zelltyps im niedrigen Dosisbereich charakterisiert

Allerdings zeigte sich schon bald, dass zwar viele grundlegende Mechanismen in vitro ermittelt und systematisch untersucht werden konnten, es zeigte sich aber auch, dass diese Ergebnisse nicht direkt auf die sehr viel komplexere in vivo Situation übertragbar waren. Trotz aller Limitierungen, wichtige grundlegende Erkenntnisse wurden gewonnen. Dies gilt zum Beispiel für die Rolle des Zellzyklus im Zusammenhang mit der Zellvermehrung und der Effekte der Strahlung auf den Zellzyklus (Stichwörter: G₁- und G₂-Block, S₀-Zellen).

Die Experimente der Arbeitsgruppe um Mortimer Elkind rückten die Bedeutung der DNA-Reparatur in den Fokus. Insbesondere die Strahlentherapie profitierte von diesen neuen Erkenntnissen. Zu jener Zeit eigentlich gar nicht einmal in erster Linie dadurch, dass sie diese Erkenntnisse unmittelbar in neuen Therapieansätzen nutzen konnte (obwohl auch das geschah), vielmehr erhielt sie nun die biologischen Begründungen dafür, was die Empirie bereits gelehrt hatte: es ist sinnvoll, fraktioniert zu bestrahlen und nicht, wie dies zu Beginn der Krebs-Strahlentherapie (leider, s.o.) geschah, mit einer einzelnen hohen Dosis. Die Stichwörter in diesem Zusammenhang lauteten: Erholung vom subletalen Strahlenschaden bzw. Reparatur, Reoxygenierung, Repopulation, Redistribution, Radiosensitivität.

Weitere wichtige Mechanismen wurden auf der zellulären und chromosomalen Ebene entdeckt: die genomische Instabilität (eine zunächst ohne messbare Strahlenschäden einhergehende Exposition führt erst nach vielen Zellgenerationen zu nachweisbaren Schäden), der Bystander-Effekt (nicht nur die Zelle, die eine Energiedeposition erhalten hat, zeigt Schäden, sondern auch Zellen in der Umgebung), Apoptose (eine Noxe sorgt dafür, dass ein zelleigenes Selbstmordprogramm in Gang gesetzt wird, das eine Zelle, ohne dass es zu Entzündungsprozessen kommt, aus dem Zellverband entfernt), Adaptive Response (eine Art Anpassung an Strahlung bei einigen Zelltypen unter ganz bestimmten Bedingungen), genetische Prädisposition (eine gewisse Vorveranlagung, Schäden nach einer Strahlenexposition zu entwickeln). All diese und einige weitere, zum Teil wahrscheinlich noch

gar nicht entdeckte Mechanismen bestimmen die Reaktion eines Organismus auf eine Strahlenexposition. Dabei ist es enorm wichtig, alle Mechanismen zu berücksichtigen, und nicht so vorzugehen, dass man einen einzelnen Mechanismus herausgreift und damit versucht, Strahlenwirkungen auf den Gesamtorganismus zu erklären.

Die Ergebnisse des Koloniebildungstests waren zu Beginn sicher sehr hilfreich und sind es hin und wieder auch heute noch, aber viele Strahlenbiologen verleitete diese Technik dazu, im Laufe der Zeit methodische Entwicklungen in anderen Wissenschaftsbereichen zu „verschlafen“. Dies gilt insbesondere für die ab etwa den siebziger Jahren immer bedeutsamer werdenden molekularbiologischen Techniken.

5. Ab 1970: Experimente auf der molekularen Ebene

Nachdem erst Mitte des letzten Jahrhunderts die Rolle der DNA erkannt und ihre Struktur entdeckt worden war, wurden zahlreiche Methoden entwickelt, um Aufschluss darüber zu erhalten, welche Mechanismen auf der molekularen Ebene ablaufen, und zwar sowohl auf der Ebene der Gene als auch auf derjenigen der Proteine. Abkürzungen wie p53, Ku80, ras, jun, ATM und viele weitere tauchten auf und machten den Nicht-Molekularbiologen (und manchmal auch den Molekularbiologen selbst) das Verständnis der Forschungsergebnisse schwer. Intensiv erforscht wurden die Onkogene (dies sind mutierte Proto-Onkogene, die verantwortlich sind für eine Stimulierung der Zellvermehrung) und die mutierten Tumorsuppressorgene (sie sind in ihrer nicht mutierten Form verantwortlich für eine Hemmung der Zellvermehrung).

Zunächst passierten diese Entwicklungen weitgehend außerhalb der Strahlenbiologie und erst nach und nach setzten Strahlenbiologen die Techniken in der Strahlenforschung ein. Ganz besonderes Augenmerk richteten die molekular orientierten Strahlenbiologen auf die DNA-Reparaturprozesse und dort vor allem (bis heute) auf die molekularen Vorgänge bei der Reparatur von Doppelstrangbrüchen. Zunehmend wird aber klar, dass es andere wichtige Entwicklungen gibt, die möglicherweise hilfreichere Antworten auf bisher ungelöste Fragen vor allem im niedrigen Dosisbereich liefern. Es geht um die sogenannten „-omics“, wie Genomics, Proteomics, Metabolomics. Gerade die Proteine rücken immer mehr in das Blickfeld der molekularbiologischen Forschung, da sie die eigentliche Arbeit in den Zellen leisten. Ebenfalls mehr und mehr Beachtung finden epigenetische Effekte (Effekte auf das Erbmateriale, ohne dass die Reihenfolge der DNA-Basen verändert wird) oder die Rolle jener 95% der DNA, die keinen Bauplan für Proteine aufweisen. „Regulation“, und zwar sowohl auf der Ebene der DNA als auch auf derjenigen der mRNA, ist in diesen Zusammenhängen ein wichtiges Stichwort.

Man sollte über die Entwicklung der biologischen Strahlenforschung hin zur molekularen Ebene nicht vergessen, dass ein Zweig der Strahlenforschung sich immer um den kompletten Organismus, und zwar um den Menschen gekümmert hat, die Strahlenepidemiologie. So betrüblich das Eingeständnis für den Strahlenbiologen ist: alle unsere Risikoeffizienten zu den stochastischen Strahlenschäden beruhen auf strahlenepidemiologischen Ergebnissen und alle unsere Grenzwerte im Strahlenschutz gehen zurück auf diese Risikoeffizienten und die Annahme von LNT. Nun könnte man argumentieren, dass zumindest die Erkenntnisse zu LNT auf strahlenbiologische Forschung zurückzuführen sind, aber das ist nicht richtig. Aus biologischer Sicht ist es eher unwahrscheinlich, dass LNT die richtige Annahme ist, denn lineare Abhängigkeiten sind äußerst selten in der Biologie. Die große Aufgabe der Strahlenbiologie in der Zukunft besteht darin, zusammen mit der Strahlenepidemiologie zu

klären, wie das Strahlenrisiko für den Menschen unterhalb von etwa 100 mSv aussieht. Und in dem Zusammenhang werden die Mechanismen, die auf der molekularen und zellulären Ebene ermittelt wurden und werden, von erheblicher, aber nicht alleiniger Bedeutung sein.

6. Ab 2020 (?): Zurück zum kompletten Organismus?

Natürlich wurden strahlenbiologische Forschungen am kompletten Organismus nie ganz eingestellt, aber wenn man die Zahl der Publikationen oder die Beiträge auf Kongressen betrachtet, drängt sich schon der Eindruck auf, dass das Gesamtsystem Organismus sehr in den Hintergrund getreten ist. Dabei ist seit langem bekannt, dass die auf der molekularen und zellulären Ebene gemachten Beobachtungen nicht direkt auf den Gesamtorganismus übertragbar sind.

Eine bedeutsame und bisher viel zu wenig beachtete Rolle spielt das Immunsystem, eine Einflussgröße, die in vitro nicht simuliert werden kann. Ebenfalls viel mehr Beachtung müssten das Blutgefäß- und das Nervensystem finden. Ein interessanter Ansatz in diesem Zusammenhang ist die „Systembiologie“, der Versuch, die gewaltige Datenflut und die komplexen Wechselwirkungen mit Hilfe von Computersimulationen in den Griff zu bekommen. In anderen Bereichen der Biologie spielt die Gesamtschau des Organismus bereits eine große Rolle. In der Strahlenbiologie wartet dieses Dornröschen noch auf den Prinzen, der es wachküss, beziehungsweise auf die Königstochter, die diesen Frosch küsst (folgt man allerdings dem Grimmschen Märchen: gegen die Wand wirft, aber das ist zu unromantisch).

7. Ab 2050 (???): Betrachtung der gesamten Ökosphäre???

Aber: kann die Forschung bei einzelnen Organismen halt machen? Ist es nicht so, dass der Mensch eingebunden ist in die Umwelt, er die Umwelt beeinflusst und sie ihn? Selbstverständlich sind die Zusammenhänge äußerst komplex und aktuell haben wir nur sehr rudimentär die Möglichkeit, die vielfältigen Wechselwirkungen zu erfassen. Aber den internationalen und nationalen Strahlenschutz-Gremien ist klar, dass der Einfluss ionisierender Strahlung auf die Umwelt und damit letztlich auch auf den Menschen näher betrachtet werden muss. Im Moment zeichnet sich bei vielen eine Haltung ab in dem Sinne, dass, wenn der Mensch geschützt ist, auch der Umweltschutz gewährleistet ist. Das könnte jedoch zu kurz gegriffen sein, denn die Erfahrung zeigt, dass manchmal klein erscheinende Eingriffe in die Umwelt zu massiven Folgen an ganz unerwarteter Stelle führen.

DAS ZUKÜNFTIGE DEUTSCHE STRAHLENSCHUTZGESETZ

J. Junkersfeld¹⁾

¹⁾Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit, RS II 3 -
Bundesaufsicht im Strahlenschutz, Bonn, Deutschland

Anfang 2014 ist die europäische Richtlinie 2013/59/Euratom in Kraft getreten, die innerhalb von vier Jahren in das deutsche Recht umzusetzen ist. In der Richtlinie wurde dabei insbesondere die ICRP-Veröffentlichung 103 von 2007 berücksichtigt.

Das Bundesumweltministerium wird die Umsetzung der Richtlinie dazu nutzen, das Strahlenschutzrecht zu modernisieren und dabei praxistauglich zu verbessern und vollzugsfreundlicher zu gestalten. Die Struktur des Gesetzes folgt dabei der Unterscheidung der Expositionssituationen in geplante, bestehende und Notfall-Expositionssituationen.

Das neue Strahlenschutzgesetz wird das Strahlenschutzvorsorgegesetz ablösen und strahlenschutzbezogene Teile aus dem Atomgesetz übernehmen, des Weiteren werden wesentliche Regelungen aus Strahlenschutz- und Röntgenverordnung nunmehr auf Gesetzesebene geregelt. Dies betrifft die Strahlenschutzgrundsätze, die Genehmigungs- und Anzeigetatbestände und -voraussetzungen, die Dosisgrenzwerte sowie die betriebliche Organisation des Strahlenschutzes. Außerdem werden im Gesetz grundsätzliche Aspekte der Strahlenschutzes in Notfall-Expositionssituationen und des Schutzes vor Radon, bei Altlasten und vor Radioaktivität in Baustoffen geregelt. Zusätzlich wird es weiterhin Regelungen auf Verordnungsebene geben; dabei wollen wir jedoch die Trennung in Strahlenschutz- und Röntgenverordnung nicht fortführen.

Der Vortrag soll einen Überblick über den aktuellen Stand des Gesetzgebungsvorhabens und über die zukünftigen Regelungen geben.

AUSBILDUNG IM STRAHLENSCHUTZ - KOMPETENZ ERHALTEN, VERTRAUEN FÖRDERN

EDUCATION IN RADIATION PROTECTION – HOW TO MAINTAIN COMPETENCE AND BUILD UP TRUST

J.-W. Vahlbruch¹⁾

¹⁾Institut für Radioökologie und Strahlenschutz, Leibniz Universität Hannover

Zusammenfassung

Ausbildung im Strahlenschutz dient in erster Linie dem Erwerb und dem Erhalt von Kompetenz, um einen sicheren Umgang mit radioaktiven Stoffen und eine sichere Anwendung von ionisierender Strahlung zu gewährleisten. Dieser Artikel fasst zusammen, welche Entwicklungen bei der Ausbildung im Strahlenschutz berücksichtigt werden sollten, wo Kompetenzverlust auch zu Vertrauensverlust führen kann und welche Maßnahmen im Bereich der Ausbildung einen Beitrag dazu leisten könnten, dass Strahlenschutz im beruflichen Kontext sichergestellt und die Kommunikation zwischen Fachleuten und der Gesellschaft verbessert werden kann.

Summary

Education and Training in Radiation Protection is the most important key to maintain the competence necessary to handle radioactive material or to use ionizing radiation. This article gives a short overview of new developments concerning E&T in RP for different fields of applications in Germany and provides some ideas how competence can support the development of trust between stakeholders in order to ensure RP.

Schlüsselwörter Ausbildung, Kompetenzerhalt, Vertrauen

Keywords education and training, competence, trust

1. Einleitung

Seit langem wird von vielen Seiten ein Kompetenzverlust im Strahlenschutz befürchtet und nach Maßnahmen gesucht, um diesen aufzuhalten (siehe z.B. [1-3]). Dabei ist die Definition des Kompetenzbegriffes nicht trivial und durchaus vom betrachteten Kontext abhängig. Im Bereich der beruflichen Bildung werden häufig vier Kernkompetenzen postuliert: soziale Kompetenz, fachliche Kompetenz, Methodenkompetenz und personale Kompetenz [4]. Wenn im Strahlenschutz ein Kompetenzverlust beklagt wird, ist zumeist die Fachkompetenz, evtl. in Zusammenhang mit der Methodenkompetenz, gemeint. Gespeist werden die Befürchtungen des Verlusts von Kompetenzen zum einen durch eine geringe Anzahl von neu ausgebildeten Fachleuten (u.a. bedingt auch durch den Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie), durch die generelle Altersstruktur der im Strahlenschutz tätigen Personen sowie den daraus resultierenden Problemen, die sich bei der Wiederbesetzung von Stellen im Strahlenschutz mit qualifiziertem Personal zeigen. Gleichzeitig nehmen die Komplexität der Strahlenschutzaufgaben und die Anwendungsgebiete zu, so dass auch dadurch der Bedarf an guter Ausbildung im Strahlenschutz steigt. Außer im beruflichen Umfeld wird ein Kompetenzverlust im Strahlenschutz allerdings auch als gesamtgesellschaftlicher Trend wahrgenommen, der sich aus den Diskussionserfahrungen mit der Bevölkerung, Politikern und Journalisten ergibt. Hier

beklagen die an der Diskussion beteiligten Fachleute häufig ein fehlendes Grundwissen in Bezug auf Radioaktivität und Strahlenschutz, was eine sachbezogene Diskussion erschwert und manchmal sogar verhindert. So gesehen betrifft ein Mangel an Fachwissen nicht nur einzelne Berufszweige, sondern erschwert im Hinblick auf wichtige gesellschaftliche Fragen, wie z.B. die Suche nach einem geeigneten Standort zur Entsorgung von radioaktiven Materialien, die Entscheidungsfindung. Ein grundlegendes Problem ist dabei der Verlust an Vertrauen zwischen den handelnden Personen. Ohne Sachkompetenz auf beiden Seiten kann Vertrauen nicht hergestellt und können Entscheidungen nicht ohne erhebliche Widerstände getroffen werden, da Begründungen ohne eigene Grundkompetenz nicht rational nachvollzogen werden können. Misstrauen zwischen den handelnden Personen erschwert oder blockiert also den Entscheidungsprozess. Dies wiederum gilt nicht nur für Diskussionen mit der Bevölkerung, sondern durchaus auch im beruflichen Strahlenschutz, da viele unterschiedliche Stakeholder (Genehmigungsinhaber, Strahlenschutzbeauftragte, beruflich strahlenexponierte Personen, Patienten, Wartungspersonal, Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden usw.) gemeinsam vom Strahlenschutz betroffen sein können.

Ein Kompetenzverlust im Strahlenschutz betrifft also sowohl berufliche als auch gesellschaftliche Bereiche, von denen einige im Folgenden in diesem Artikel benannt werden.

2. Kompetenz und Ausbildung im beruflichen Umfeld

Die Anforderungen für den Strahlenschutz beim Umgang mit radioaktiven Stoffen oder bei der Anwendung von ionisierender Strahlung sowohl in der Medizin als auch in der Technik werden auf Grundlage des AtG [5] in der StrlSchV [6] und RöV [7] sowie im untergesetzlichen Regelwerk mit Hilfe von diversen Richtlinien z.B. zur Fachkunde geregelt. Diese Regelungen orientieren sich an der Struktur und der Organisation des Strahlenschutzes in Deutschland und zielen darauf ab, mit dem Strahlenschutzbeauftragten (SSB) eine Person hinreichend so zu qualifizieren, dass die Übernahme von Verantwortung in einem genau definierten Entscheidungsbereich erfolgen kann. Daraus ergibt sich ein komplexes System von unterschiedlichen Anforderungen an die Qualifikation des SSBs, das sich im Wesentlichen am Gefährdungspotential orientiert. Fachkurse und praktische Erfahrung bauen dabei auf einer geeigneten Ausbildung auf, die als fachliche Grundkompetenz vorausgesetzt wird. Im medizinischen Bereich benötigen Ärzte zum Stellen der rechtfertigenden Indikation ebenfalls die Fachkunde im Strahlenschutz. Für die Behandlung von Patienten mit Strahlung müssen darüber hinaus Medizin-Physik Experten (MPE) als SSBs bestellt worden sein oder für nuklearmedizinische Untersuchungen gewährleistet sein, dass ein MPE verfügbar ist.

Insgesamt hat sich in Deutschland damit ein System etabliert, das allgemein als bewährt angesehen wird. Dies schlägt sich auch in der Absicht wieder, bei der Implementierung der novellierten EU-BBS [8] ins deutsche Recht das bestehende System zu bewahren, obwohl die in der EU-BBS beschriebene Organisation des Strahlenschutzes mit Hilfe eines „Radiation Protection Officers“ (RPO) und eines „Radiation Protection Expert“ (RPE) nicht der gegenwärtigen deutschen Struktur entspricht. Da sich aber aufgrund der Umsetzung der EU-BBS die gesamte deutsche Gesetzgebung im Strahlenschutz mit Hilfe eines neu zu schaffenden Strahlenschutzgesetzes (StrlSchG) und neuen nachgeordneten Verordnungen verändern wird, stellt sich die Frage, welche Verbesserungen in Bezug auf die Ausbildung im Strahlenschutz vorgenommen werden könnten. Folgende Aspekte sollten dabei bedacht werden:

- Falls es durch die neue Gesetzgebung keine eigenständige RöV mehr geben sollte, entfällt die „natürliche“ Trennung der Strahlenschutzkurse nach StrlSchV und RöV.

Es muss dann entschieden werden, ob das Kurssystem vereinfacht werden kann, indem Anwendungen, die nun unter zwei verschiedene Verordnungen fallen, in einem Kurs behandelt werden können. Dabei ist allerdings zu beachten, dass Strahlenschutzkurse, gerade im technischen Bereich, nur dann wirkungsvoll durchgeführt werden können, wenn die Lernausgangslage der Teilnehmer ausreichend mitberücksichtigt werden kann. Allgemein wird beobachtet, dass das Bildungsniveau der Kursteilnehmer eher abnimmt. Grundfertigkeiten, die früher als selbstverständlich angesehen wurden, sind nicht mehr sicher verfügbar. Ein Kurssystem, das zwar einfacher geworden ist, aber als Preis dafür zu einer größeren Heterogenität der Teilnehmer in Bezug auf die Ausgangsvoraussetzungen führt, wird nicht erfolgreicher sein.

- Bislang wurden in den Fachkunde-Richtlinien die Lehrinhalte sehr explizit und kleinteilig mit entsprechenden für die Vermittlung dieser Inhalte vorgesehenen Zeitangaben aufgelistet. Dies ermöglicht es Kursanbietern und kursanerkennenden Stellen, Strahlenschutzkurse Bundesländer übergreifend vergleichbar anzubieten und durchzuführen. Der Nachteil dieses input-orientierten Systems ist allerdings, dass es wenig Flexibilität erlaubt und vor allem, dass es die Vorbildung der Teilnehmer außer Acht lässt. Zwar kann ein entsprechend qualifizierter Teilnehmer nach Rücksprache mit der Behörde sich von bestimmten Kursanteilen befreien lassen, doch bedarf dies eines relativ hohen administrativen Aufwandes sowie dem Vertrauen und der Kompetenz der handelnden Personen. Alternativ wäre auch eine output-orientierte Ausbildung denkbar, die sich z.B. an dem in der beruflichen Weiterbildung bereits existierenden ECVET-System orientiert. Hier werden statt Lehrinhalten Lernergebnisse in den Kategorien Kenntnisse, Fähigkeiten und Kompetenzen beschrieben (siehe z.B. [9]). Diese Lernergebnisse können auf ganz unterschiedlichen Wegen erreicht werden; entsprechend qualifizierte Personen könnten z.B. ganz auf Kurse verzichten, wenn die vorhandenen Kenntnisse, Fähigkeiten und Kompetenzen bereits vorhanden sind. Zur Qualitätssicherung wären unabhängige (staatliche) Stellen denkbar, die das Erreichen dieser Lernergebnisse durch eine entsprechende Prüfung bescheinigen könnten. Kursanbieter würden dann die Prüfung ihrer Kursteilnehmer nicht mehr selbst durchführen, sondern auf diese staatliche Prüfung vorbereiten – und zwar (notwendigerweise) angepasst an das Vorwissen der Teilnehmer. Dieser Vorschlag würde die Ausbildungsstrukturen im Strahlenschutz erheblich verändern, könnten aber ein Weg zu höheren Qualitätsstandards sein, da Ausbildung und Prüfung von Teilnehmern nicht mehr in einer Hand lägen.
- Für technische Anwendungen mit geringem Gefährdungspotenzial (wie z.B. dem Betrieb von Hoch-, Voll-, oder Basisschutzgeräten nach RöV oder dem Umgang mit fest eingebauten umschlossenen radioaktiven Stoffen nach StrlSchV) sollte die neue Strahlenschutzgesetzgebung alternativ zum etablierten System explizit die Möglichkeit eines externen SSB gestatten. Dieser externe SSB entsprächen dann tatsächlich dem in der EU-BSS vorgesehenen RPE und benötigte eine umfassende Ausbildung im Strahlenschutz (vergleich denen von Sachverständigen nach StrlSchV oder RöV). Die Sicherheit dieser Anwendungen resultiert nämlich tatsächlich im Wesentlichen aus den technischen Sicherheitsvorrichtungen und nicht aus der geeigneten Ausbildung der SSBs. Kurse für diese Anwendungen sind so kurz, dass das notwendige Wissen nicht nachhaltig vermittelt werden kann – zumal der Erwerb dieser Kenntnisse insbesondere für Personen mit keiner oder nur geringer naturwissenschaftlicher und technischer Ausbildung durchaus nicht einfach ist. Gleichzeitig müssen diese Personen zurzeit als SSBs Aufgaben im Rahmen ihres Entscheidungsbereiches übernehmen und sind damit z.B. für die jährliche

Unterweisung von sonst tätigen Personen verantwortlich. Die Erfahrung zeigt, dass dies nicht sachgerecht durchgeführt werden kann, weil das in den Kursen erworbene Wissen nicht regelmäßig angewendet werden muss und damit auch wenige Tage oder Wochen nach dem Kursbesuch nicht mehr verfügbar ist (was sich z.B. auch in den Aktualisierungskursen deutlich zeigt).

- Im medizinischen Bereich ist die Akzeptanz der Strahlenschutzkurse nach wie vor eher gering und eine Überarbeitung der Lernziele für Ärzte (z.B. weniger technisches Wissen in Bezug auf die Durchführung, dafür eine stärkere Fokussierung auf die rechtfertigende Indikation, Vergleich mit anderen Risiken im medizinischen Bereich auch aus Sicht des Arbeitsschutzes) könnte sinnvoll sein.

Insbesondere ist auch auf den Kompetenzerhalt auf behördlicher Seite zu achten, um ein intaktes Vertrauensverhältnis zu fördern. Effektive Genehmigungsverfahren und gute Aufsicht können nur von und mit kompetenten Behördenmitarbeiterinnen durchgeführt werden. Vertrauensvolle Zusammenarbeit bedarf kompetenter Partnern auf beiden Seiten und ohne Kompetenz und Vertrauen wird sich eine Behörde nicht auf Regelungen einlassen können, die von der Norm abweichen. Dies ist aber in der Praxis regelmäßig notwendig, da nie alle Spezialfälle aus der Praxis in noch so detailliert ausgeführten Verordnungen, Richtlinien oder DIN-Normen niedergeschrieben werden können.

3. Grundlagen der Kompetenzaneignung: Schulen und Hochschulen

Die Vermittlung von Grundlagen auch in Hinblick auf die Themengebiete Radioaktivität und Strahlenschutz sollte und muss in der Schule geschehen. Es ist deswegen wichtig, dass unabhängig von politischen Überzeugungen diese Themen angemessen und damit auch experimentell im Unterricht behandelt werden, da Experimente für einen nachhaltigen Wissenserwerb im naturwissenschaftlichen Bereich unabdingbar sind [10]. Zwar wurde mit der RiSU 2013 [11] eine länderübergreifende Regelung zur Handhabung von radioaktiven Stoffen an Schulen von der Kultusminister-Konferenz verabschiedet, die durchaus Experimente mit radioaktiven Stoffen an Schulen zulässt. Allerdings ist bei vergleichsweise geringem Gefährdungspotenzial (Verwendung von umschlossenen radioaktiven Stoffen mit geringen Aktivitäten, zumeist mit Bauartzulassungen, oder der Gebrauch von Alltagsgegenständen mit geringer natürlicher Radioaktivität wie Uhren, Urangläser, Dünger oder Backpulver) die Komplexität der Rechtsvorschriften unverhältnismäßig hoch. Dies führt immer wieder zur Verunsicherung bei den Lehrern, die die Durchführung von Experimenten im Unterricht zu verantworten haben und erschwert das Experimentieren daher erheblich. Dabei ist die Erkenntnis, dass Radioaktivität ein allgegenwärtiges Naturphänomen ist und, übertrieben dargestellt, nicht ausschließlich in Kernkraftwerken vorkommt, für einen rationalen und angemessenen Umgang mit der Thematik unabdingbar und kann mit einfachen Experimenten auch leicht demonstriert werden.

Dort wo Experimente trotzdem nicht durchgeführt werden, können alternative Methoden verwendet werden. Neben klassischen Lehrmitteln können hier durchaus auch neue Medienkonzepte verwendet werden. So wird mit Unterstützung des FS an der Uni Mainz ein virtuelles Experiment zur Bestimmung von Halbwertszeiten programmiert, das mit Hilfe von SmartBoards oder Tablets eine Alternative sein kann, wenn die Durchführung eines realen Experimentes nicht möglich ist [12]. Für komplexere Experimente, die zu hohe Anforderungen an die Infrastruktur einer Schule stellen, sind neben Simulationen auch ferngesteuerte Experimente eine Alternative, wie sie z.B. an der Leibniz Universität Hannover (LUH) oder der Universität Oslo im Rahmen des europäischen CINCH-II-Projektes entwickelt wurden

(siehe z.B. [13]). Ebenfalls sinnvoll wäre es, die Themen Radioaktivität und Strahlenschutz in die Lehramtsausbildung an den Hochschulen besser zu verankern. Dies könnte in Form von verpflichtenden Fachkursekursen geschehen, da bei vielen Experimenten die Schüler nur dann mitwirken dürfen, wenn die Lehrkraft zum Strahlenschutzbeauftragten bestellt wurde. Im Rahmen der Lehramtsausbildung an der LUH ist ein solches Pilotprojekt zur Vermittlung der Fachkunde im Strahlenschutz durchgeführt worden, das auch auf andere Universitäten übertragbar wäre.

Aus Platzgründen kann an dieser Stelle nicht weiter auf die Situation an den Hochschulen eingegangen werden. Besonders erwähnt werden soll lediglich der Kompetenzverbund Strahlenforschung (KVFS), durch den seit 2007 erfolgreich daran gearbeitet wird, dass auch in Zukunft genügend Fachkompetenz im Bereich der Strahlenforschung an Hochschulen ausgebildet wird [14].

4. Vertrauens- und Kompetenzverlust im gesellschaftlichen Diskurs

Wie schon oben kurz angedeutet, wird allgemein die Abnahme des naturwissenschaftlichen und technischen Grundverständnisses z.B. bei Kursteilnehmern beklagt. Gleiches wird im Diskurs mit der gesellschaftlichen Öffentlichkeit konstatiert, wenn Fachleute mit Politikern, Journalisten und interessierten oder betroffenen Bürgern diskutieren. Tatsächlich können gesellschaftliche Fragen nicht nur auf der Basis von naturwissenschaftlichen oder technischen Argumenten beantwortet werden – ohne diese ist allerdings eine zielführende Diskussion auch kaum vorstellbar. Dabei nehmen Themen des Strahlenschutzes in der öffentlichen Diskussion, die in Deutschland zumeist von Angst im Zusammenhang mit der kerntechnischen Nutzung (Betrieb von KKW, Endlagerung) geprägt ist, einen weiten Raum ein. Die Gründe und Ursachen für diesen von großer Emotionalität geprägten Diskurs können hier nicht ausgiebig erörtert werden, sind aber z.B. in [16] detailliert dargelegt worden. Das Vertrauen jedenfalls zwischen den handelnden Akteuren (Betreibern, Behörden) und der Bevölkerung ist grundlegend gestört; es wenigstens partiell wiederherzustellen, wird eine der großen Herausforderungen im Strahlenschutz sein. Dies kann nicht gelingen, ohne die notwendigen fachlichen Grundlagen verstanden und akzeptiert zu haben – auch wenn dies alleine nicht reichen wird. Dabei besitzt ionisierende Strahlung eine Eigenschaft, die zur Rückgewinnung des Vertrauens genutzt werden muss: Sie lässt sich, auch wenn der Mensch selbst nicht über geeignete Sinnesorgane verfügt, sehr zuverlässig und empfindlich messtechnisch nachweisen. Wenn also entsprechende Fachkompetenz vorhanden ist, so dass Messtechnik auch von betroffenen Personen verwendet und verstanden werden kann, wäre ein erster Schritt zur Versachlichung der Diskussion getan. In den USA ist in Gebieten, die an die Atombomben-Testgelände angrenzen, durch Schulungen der Bevölkerung und durch eigene Messungen der Bevölkerung Kompetenz und verloren gegangenes Vertrauen sehr erfolgreich zurückgewonnen worden [17]. Bezogen auf die Problematik in Zusammenhang mit der Asse wurde die Umsetzung eines ähnlichen Programmes in [18] beschrieben. Diese Maßnahme würde die Fachkompetenz in der Bevölkerung erhöhen und, im Sinne von [16], einen wissenschaftlichen und rationalen Weg vorbereiten, „der die Menschen mitnimmt [...] mit dem Ziel einer aufgeklärten, vorsichtigen, aber angstfreien und risikobewussten Gesellschaft“. Es wäre somit ein erster Schritt, um verloren gegangenes Vertrauen durch Kompetenzbildung zurück zu gewinnen.

5. Literaturverzeichnis

- [1] H.G. Paretzke: Hermann von Herlmholtz und die deutsche Kompetenz im Strahlenschutz, Strahlenschutzpraxis 1/2007, S. 40-43

- [2] M. Urban: Kompetenzerhalt im Strahlenschutz – Ein Schritt in die richtige Richtung, Strahlenschutzpraxis 2/2009, S. 47-49
- [3] Langfristige Sicherung des Kompetenzerhaltes auf dem Gebiet der Strahlenforschung in Deutschland (Empfehlung der Strahlenschutzkommission, verabschiedet in der 211. Sitzung der Deutschen Strahlenschutzkommission (SSK) am 14. November 2006)
- [4] [https://de.wikipedia.org/wiki/Kompetenz_\(P%C3%A4dagogik\)](https://de.wikipedia.org/wiki/Kompetenz_(P%C3%A4dagogik)) (besucht am 01.08.2016)
- [5] Atomgesetz in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), das durch Artikel 1 des Gesetzes vom 26. Juli 2016 (BGBl. I S. 1843) geändert worden ist
- [6] Strahlenschutzverordnung vom 20. Juli 2001 (BGBl. I S. 1714; 2002 I S. 1459), die durch Artikel 8 des Gesetzes vom 26. Juli 2016 (BGBl. I S. 1843) geändert worden ist
- [7] Röntgenverordnung in der Fassung der Bekanntmachung vom 30. April 2003 (BGBl. I S. 604), die zuletzt durch Artikel 6 der Verordnung vom 11. Dezember 2014 (BGBl. I S. 2010) geändert worden ist
- [8] RICHTLINIE DES RATES zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung (2013/59/Euratom)
- [9] <http://www.ecvet-info.de/> (besucht am 01.08.2016)
- [10] M. Hopf, in Physikdidaktik kompakt, Vol 2011, Aulis Verlag in der Stark Verlagsgesellschaft, 2011, S. 106-115.
- [11] Richtlinie Sicherheit im Unterricht (RiSU), Empfehlung der Kultusministerkonferenz, Beschluss der KMK vom 09.09.1994 i.d.F. vom 27.02.2013
- [12] J. Hofmann: Virtual-Reality-Experimente, Strahlenschutzpraxis 03/2015, S. 59-60
- [13] <http://nucwik.wikispaces.com/RoboLab+Exercises> (besucht am 03.08.2016)
- [14] <https://www.gsi.de/work/forschung/biophysik/kvsf.htm> (besucht am 03.08.2016)
- [15] <https://www.biss-braunschweig.de/> (besucht am 02.08.2016)
- [16] http://www.entria.de/uploads/tx_tkpublikationen/ENTRIA-Arbeitsbericht-2015-02_Michel_Strahlenschutz_Risikowahrnehmung.pdf (besucht am 03.08.2016)
- [17] Shafer, D. S; Hartwell, W. T.: Community Environmental Monitoring Program: A Case Study of Public Education and Involvement in Radiological Monitoring
- [18] Vertrauensbildende Maßnahmen im Zusammenhang mit der Asse, Strahlenschutzpraxis 2/2014, S. 43-48

„STRAHLENSCHUTZ VON PATIENT UND PERSONAL IN DER COMPUTERTOMOGRAPHIE UND INTERVENTIONELLEN RADIOLOGIE – BEZUG ZU DEN NEUEN EU-BSS“

R. Loose¹⁾

¹⁾Klinikum-Nürnberg, Institut für Medizinische Physik

Die Computertomographie CT und fluoroskopische Interventionen IR gehören zu den Anwendungen ionisierender Strahlung mit geringer Frequenz aber relativ hoher Exposition von Patienten. In der CT beträgt die Frequenz 9%, der Dosisbeitrag 62%. Die Frequenz fluoroskopischer Interventionen beträgt 2%, der Dosisbeitrag 19% (Parlamentsbericht, BfS, 2013). Abgesehen von einer geringen Anzahl von Interventionen mittels CT-Durchleuchtung sind fluoroskopische Interventionen die einzige bedeutsame Quelle einer beruflichen Strahlenexposition in der Radiologie. Beiden Verfahren kommt daher aus Sicht des Strahlenschutzes eine besondere Bedeutung zu, die sich zum Teil auch in Regelungen der neuen European Basic Safety Standards (Richtlinie 2013/59/Euratom) niederschlägt.

Art. 60 (3) e) ... Ausrüstung für die interventionelle Radiologie und die Computertomographie über die Fähigkeit verfügt, die gemäß Absatz 3 Buchstabe d vorgeschriebenen Informationen in die Aufzeichnungen über die Untersuchung zu übertragen.

Art. 96 a) ... in geeigneter Form ein System einzurichten, das der Aufzeichnung und Analyse signifikanter Ereignisse mit tatsächlichen oder potenziellen unfallbedingten oder unbeabsichtigten Expositionen dient.

Dosis Referenzwerte DRW existierten bisher nur für zwei interventionelle Verfahren. Der Forderung von Art. 56 (2) wurde 2016 vom BfS durch die Veröffentlichung von neuen DRW für die wichtigsten radiologischen Interventionen Rechnung getragen. Insbesondere die Definition und die Meldekriterien einer unfallbedingten oder unbeabsichtigten Exposition sind zurzeit noch nicht geklärt.

Die Übertragung der Expositionsparameter ist ein komplexes Thema, das eigentlich durch den DICOM Standard klar definiert sein sollte. Bereits in der CT findet sich eine Reihe von Varianten, die zum Teil als veraltet angesehen werden müssen, wie zum Beispiel die bildliche Übertragung der Expositionsparameter als Bitmap-Grafik mit erheblichen Fehlerquellen bei der automatisierten Verarbeitung oder der MPPS-Standard. Das zurzeit aktuellste und beste Verfahren stellt der Structured Dose Report DICOM-SR dar. Zusätzlich kann in der CT der Expositionsparameter CTDI_{vol} aus jeder einzelnen Schicht erfasst, und so die Dosismodulation entlang der Längsachse eines Patienten bestimmt werden. Iterative Rekonstruktionsverfahren können bei Erhalt der notwendigen diagnostischen Bildqualität die Dosis einer CT-Untersuchung um 30%-50% senken.

Bei fluoroskopische Interventionen wird in der Regel des Dosisflächenprodukt DFP, die Durchleuchtungszeit und die Zahl der Aufnahmen richtig erfasst. Es erfolgt aber oft keine Trennung zwischen der Dosis durch Bildserien und Durchleuchtung. Ein weiteres Problem stellt die Erfassung der Eintrittsdosis und ihrer Verteilung auf der Hautoberfläche eines Patienten dar (Mapping). Hier bieten nur sehr moderne Systeme ein geeignetes Mapping-System, das auch Tischverschiebungen und Änderungen der Röhren-Angulation berücksichtigt.

Bei der beruflichen Strahlenexposition ist zu berücksichtigen, inwieweit unter gegebenen Arbeitsbedingungen die Senkung des jährlichen Grenzwerts der Augenlinsendosis von 150 mSv auf 20 mSv eingehalten werden kann. Nach eigenen Messungen bietet hier die konsequente und korrekte Anwendung einer Bleiglasscheibe den größten Schutz, gefolgt von Bleiglasbrillen. Bei kardiologischen Anwendungen, insbesondere mit Biplansystemen könnte es Probleme bei der Einhaltung der Grenzwerte geben.

Ein ebenfalls noch offener Punkt ist Art und Umfang der geforderten Einbeziehung von Medizin Physik Experten MPE insbesondere bei CT und interventionellen Verfahren.

DIE WEITERENTWICKLUNG DES NOTFALLSCHUTZES IN DEUTSCHLAND

J. Kopp¹⁾

¹⁾Klinikum Augsburg

Aufgrund der Erfahrungen aus Fukushima und bestimmt durch die europäische Grundnorm 2013/59/EURATOM wird derzeit der Notfallschutz vor radiologischen Gefahren wesentlich verändert und neu gestaltet.

Zukünftig sind alle Arten von Strahlenexpositionen einer der drei Situationen „geplante Exposition“, „Notfallexposition“ oder „bestehende Exposition“ zuzuordnen. Für den Notfall muss eine erweiterte Planung auf der Basis von definierten Referenzszenarien erstellt werden, die auch optimierte Schutzstrategien und Schutzmaßnahmen enthalten muss. Dabei ist der neu eingeführte Referenzwert nach ICRP 103 der verbleibenden Dosis für bestimmte Gruppen der Bevölkerung, wie z.B. das ungeborene Leben, Grundlage für eine Neukonzeption der radiologischen Eingreifkriterien. Er ist sowohl für Entscheidungen über die Erfordernis bestimmter Maßnahmen als auch zu ihrer Aufhebung von Bedeutung. Voraussetzung ist eine möglichst schnelle Dosisrekonstruktion als ein Bestandteil der Darstellung der radiologischen Faktenlage.

Die Erstellung eines einheitlichen radiologischen Lagebildes wird eine der Aufgaben eines radiologischen Lagezentrums des Bundes sein. Dieses Lagebild wird bei einem Ereignis in Deutschland sowohl aus den Informationen des Bundes aus Messungen und modellbasierten Abschätzungen, z.B. aus IMIS und RODOS, als auch aus den Lagedarstellungen und –bewertungen des entsprechenden Bundeslandes gespeist.

Um den Anforderungen an das von der Grundnorm geforderten Notfallmanagementsystems gerecht werden zu können sind eine Vielzahl von Parametern (z.B. Referenzquellterme etc.) für die Planung festzulegen und Eingreif- und Schutzkriterien als sogenannte OILs (Operational Intervention Levels) abzuleiten. Diese sollen nachvollziehbar und mit den Messmitteln der Einsatzkräfte bestimmbar sein.

Weiterhin müssen wirksame Konzepte für die medizinische und psychologische Betreuung der Bevölkerung geplant und die entsprechenden Maßnahmen ergriffen werden (z.B. Inkorporationsmessungen, Beratung, Nachsorgekonzepte etc.).

Besonderer Bedeutung kommt einem wirksamen und glaubwürdigen Kommunikationskonzept zu das die Fragen der Bevölkerung wie: „Was kann Ich tun?“ oder „Wo und wann bin ich sicher?“ über alle Phasen des Notfalls beantwortet.

Die Notfallplanung muss bereits die Kriterien für den Übergang von einer Notfallexpositionssituation zu einer bestehenden Exposition enthalten. Dabei beispielsweise Regelungen für den Umgang mit radioaktiven Abfallstoffen ebenso zu berücksichtigen wie die Interessen von Stakeholdern.

Die Grundnorm verpflichtet die Mitgliedsstaaten explizit zur internationalen Zusammenarbeit, Harmonisierung der Vorgehensweisen und gegenseitigen Unterstützung.

DIE STRATEGISCHE FORSCHUNGSAGENDA VON EURADOS – VISIONEN FÜR DIE DOSIMETRIE IONISIERENDER STRAHLUNG

EURADOS STRATEGIC RESEARCH AGENDA – VISIONS FOR DOSIMETRY OF IONISING RADIATION

W. Rühm¹⁾

¹⁾Institut für Strahlenschutz, Helmholtz Zentrum München, Deutschland

Zusammenfassung

EURADOS (European Radiation Dosimetry Group e.V.) verfolgt seit der Gründung im Jahre 1981 das Ziel, die Harmonisierung der Dosisbestimmung ionisierender Strahlung in Europa voranzutreiben und die Forschung in der Dosimetrie zu fördern. Gegenwärtig (Stand August 2016) hat EURADOS 67 institutionelle Mitglieder aus ganz Europa, und bis zu 500 Wissenschaftler arbeiten, organisiert in acht Arbeitsgruppen, an der Verwirklichung der oben genannten Ziele. Im Jahr 2013 setzte der EURADOS-Beirat eine ad-hoc Arbeitsgruppe ein mit der Aufgabe, offene wissenschaftliche Fragestellungen in der Dosimetrie ionisierender Strahlung zu identifizieren und Forschungsstrategien vorzuschlagen, um diese Fragen zu beantworten. Mit Unterstützung aller EURADOS-Arbeitsgruppen wurden diese Vorschläge schließlich 2014 in einem EURADOS-Bericht zusammengefasst, und Anfang 2016 wurde eine Kurzfassung in Radiation Protection Dosimetry veröffentlicht. Der vorliegende Beitrag beschreibt die wesentlichen Inhalte dieser Vorschläge. Die erste Version der strategischen Forschungsagenda von EURADOS fand bereits Eingang in eine dieses Jahr in Europa veröffentlichte Forschungsausschreibung.

Summary

Since its foundation in 1981, EURADOS (the European Radiation Dosimetry Group e.V.) has been pursuing the goal to harmonise dosimetric practice of ionizing radiation in Europe, and to promote dosimetric research. As of August 2016, EURADOS had 67 institutional members, and up to 500 individual scientists, organized in eight Working Groups, work on improvements in dosimetry. In 2013, the EURADOS Council installed an ad-hoc editorial group, to identify open questions in radiation dosimetry research and to develop strategies that would allow answering these questions. In a joint effort of all EURADOS Working Groups, proposals were developed and summarized in a EURADOS Report. A short version of this report was published early this year in the peer reviewed international literature, in Radiation Protection Dosimetry. The present paper summarizes the proposals made. It is noted that this first version of the EURADOS Strategic Research Agenda already served as an input for a recent call published in Europe for Radiation Protection Research.

Schlüsselwörter *Dosimetrie ionisierender Strahlung, strategische Forschungsagenda, EURADOS*

Keywords *Dosimetry of ionizing radiation, strategic research agenda, EURADOS*

1. Einleitung

Als die Europäische Kommission vor einigen Jahren beschloss, die Vergabe von Forschungsprojekten neu zu regeln und dabei insbesondere die in der europäischen

Strahlenschutz-Forschung beteiligten Wissenschaftler direkt zu beteiligen, ergab sich der Bedarf, in einem ersten Schritt die zur Verbesserung des Strahlenschutzes benötigte Forschung zu definieren. Dabei kam den in Europa damals vorhandenen vier Forschungsplattformen, in denen sich Wissenschaftler einer bestimmten Forschungsrichtung organisierten, eine zentrale Rolle zu. Zu diesen Plattformen zählt als älteste, bereits 1981 gegründete Gruppierung EURADOS („European Radiation Dosimetry Group“ e.V.; www.euroados.org), die in Europa die Harmonisierung und Weiterentwicklung der Dosimetrie ionisierender Strahlung zum Ziel hat. EURADOS hat gegenwärtig 67 institutionelle Mitglieder aus ganz Europa. Insgesamt etwa 500 Wissenschaftler organisieren sich innerhalb EURADOS in acht Arbeitsgruppen, um zu den übergeordneten Zielen des Netzwerks beizutragen. Eine weitere europäische Forschungsplattform ist MELODI („Multidisciplinary European Low-Dose Initiative“; www.melodi-online.eu) mit 30 europäischen Partnern. MELODI beschäftigt sich seit 2010 mit der Erforschung der Risiken und Effekte niedriger Strahlendosen. Die Forschungsplattform ALLIANCE („The European Radioecology Alliance“; www.er-alliance.org) mit 19 Partnern aus 13 europäischen Ländern hat zum Ziel, die Kompetenz und experimentelle Infrastruktur in der Radioökologie zu erhalten und zu verbessern, und den Einfluss radioaktiver Substanzen auf den Menschen und die Umwelt zu verstehen. Schließlich sieht die 2009 gegründete Forschungsplattform NERIS („European Platform on Preparedness for Nuclear and Radiological Emergency Response and Recovery“; www.eu-neris.net), zu der 59 institutionelle Partner beitragen, ihr Ziel unter anderem darin, die Effektivität europäischer, nationaler und lokaler Ansätze bei der Behandlung nuklearer oder radiologischer Notfälle zu verbessern.

Eine Aufgabe dieser Plattformen war es in den vergangenen Jahren, für ihren jeweiligen Bereich eine strategische Forschungsagenda („Strategic Research Agenda“) zu entwickeln, auf deren Grundlage in Europa die zukünftig benötigten Schwerpunkte in der Strahlenschutzforschung definiert werden sollten. In der Tat beruht der kürzlich im Rahmen des Projekts CONCERT („European Joint Programme for the Integration of Radiation Protection Research“; www.concert-h2020.eu) veröffentlichte Forschungsauftrag wesentlich auf den von diesen Forschungsplattformen formulierten Programmen. Im diesem Beitrag wird die strategische Forschungsagenda von EURADOS kurz vorgestellt.

2. Die strategische Forschungsagenda von EURADOS

Nach intensiven Diskussionen innerhalb der EURADOS-Arbeitsgruppen verabschiedeten der EURADOS-Beirat und die Vorsitzenden der jeweiligen Arbeitsgruppen im Jahr 2014 die erste Version einer strategischen Forschungsagenda und veröffentlichten diese als EURADOS-Bericht [1]. In diesem Bericht werden fünf sogenannte Visionen angesprochen, die, falls sie realisiert werden könnten, aus der Sicht von EURADOS die Dosimetrie ionisierender Strahlung in Zukunft signifikant verbessern würden. Bei allen diesen Visionen spielen computergestützte Rechenverfahren („Computational Dosimetry“) eine zentrale Rolle. Für jede dieser Visionen werden 2-5 Herausforderungen („challenges“) formuliert, die dann näher ausgeführt werden. Eine Zusammenfassung erschien Anfang dieses Jahres in Radiation Protection Dosimetry [2].

Die erste Vision beinhaltet die Verbesserung der Konzepte und Dosisgrößen, die bei externer und interner Exposition mit ionisierender Strahlung der Dosisbestimmung zugrunde liegen. Eine derartige Verbesserung ist wünschenswert, da das gegenwärtige System der im Strahlenschutz benutzten Dosisgrößen, zum Teil auch durch die Dualität von Strahlenschutzgrößen und Messgrößen, relativ kompliziert ist. Zudem stößt zum Beispiel die Verwendung der Organ-Energiedosis (mittlere in einem Organ absorbierte Dosis pro Masse) an ihre Grenzen, wenn bei inkorporierten Alpha-Emittern innerhalb eines Organs auf Grund

der begrenzten Reichweite der emittierten Alpha-Teilchen nur lokal Energie absorbiert wird. Ein vertieftes Verständnis der Korrelation zwischen Spurstruktur und Strahlenschaden würde zudem helfen, die für unterschiedliche Strahlenarten verwendeten Wichtungs- bzw. Qualitätsfaktoren besser zu begründen.

Die zweite Vision beschäftigt sich mit der Verbesserung der Abschätzung von Strahlenrisiken, die mit epidemiologischen Methoden aus den Daten von mit Strahlung exponierten Personengruppen abgeleitet werden. Die in diesem Zusammenhang wichtigste strahlenepidemiologische Kohorte besteht aus Überlebenden der Atombombenexplosionen in Hiroshima und Nagasaki, die einem gemischten Feld aus Gammastrahlung und Neutronen ausgesetzt waren. Weitere für die Ableitung von Strahlenrisiken wichtige Kohorten sind die in den 1950er Jahren entlang des Tschernobyl-Flusses im Süd-Ural lebende Bevölkerung, die Aufräumarbeiter von Tschernobyl, Beschäftigte in Uranminen und in Kernkraftwerken, Beschäftigte in der Medizin, die ionisierende Strahlung verwenden, aber auch Patienten, die aus medizinischen Gründen exponiert wurden, wie Brustkrebs- oder Schilddrüsenkrebspatienten. Die Dosimetrie dieser Kohorten muss weiter verbessert werden, zum Beispiel durch die Entwicklung neuer bzw. genauerer Methoden der retrospektiven Dosimetrie, basierend auf physikalischen und biologischen Expositions-Markern bei externen Expositionen bzw. auf verbesserten biokinetischen Modellen bei internen Expositionen. Des Weiteren ist es wichtig, für diese Kohorten neue und bisher unberücksichtigte Expositionspfade zu berücksichtigen, wie zum Beispiel die Dosis für die Augenlinse, für Unterstrukturen des Herzens (Arterien etc.). Dies kann erreicht werden durch die Entwicklung realistischer, räumlich hochaufgelöster Phantome dieser Organe, und durch die Entwicklung miniaturisierter Detektortypen, mit denen in Unterstrukturen derartiger Phantome die Dosis gemessen werden kann.

In der dritten Vision wird eine effektivere Dosisbestimmung bei radiologischen Notfallsituationen gefordert, da derartige Situationen für moderne offene Gesellschaften eine zentrale Herausforderung darstellen können. Dabei kann es sich um großflächige Kontaminationen, terroristische Angriffe mit radioaktiven Substanzen, oder um Unfälle mit industriellen Strahlenquellen handeln. Jede dieser Situationen ist durch spezielle Expositionsszenarien charakterisiert, und eine schnelle Dosisbestimmung der tatsächlich exponierten Personen ist Voraussetzung für eine effektive Reaktion der involvierten Behörden und Entscheidungsträger. EURADOS betrachtet die Entwicklung von Methoden zur schnellen Identifikation von Personen mit der höchsten Dosis, die Messung einer großen Anzahl an Proben zur Dosisbestimmung in kurzer Zeit, und die Quantifizierung von Strahlendosen nach einer bei derartigen Szenarien auch möglichen internen Kontamination von Personen als die zentralen Herausforderungen, die es zu meistern gilt. Nur dann sind fundierte Entscheidungen im Hinblick auf Evakuierungen, medizinische Versorgung und Sanierung kontaminierter Gebiete überhaupt möglich.

In der vierten Vision plädiert EURADOS auf Grund der ständig steigenden Häufigkeit von Anwendungen ionisierender Strahlung in der Medizin dafür, in einem ganzheitlichen Ansatz die gesamte Dosis eines Patienten aufzuzeichnen und zu archivieren. Dies ist insbesondere vor dem Hintergrund zu sehen, dass die gegenwärtig in der Strahlenepidemiologie untersuchten Kohorten an Bedeutung verlieren und in Zukunft Kohorten von aus medizinischen Gründen exponierten Personen immer wichtiger werden. Eine umfassende Dosimetrie von Patienten muss aus Sicht von EURADOS beinhalten, die Bestimmung der Dosis für das gesunde Gewebe außerhalb des Tumervolumens für Photonen- und Teilchentherapie zu verbessern. Gleichzeitig ist es wichtig, die Dosis für den Tumor möglichst genau zu berechnen und mittels neuartiger

experimenteller Methoden zu validieren. Die Verwendung von Radiopharmazeutika in der diagnostischen Bildgebung und in der Strahlentherapie macht es zudem erforderlich, die zeitliche und räumliche Verteilung der durch diese Substanzen verursachten Effekte auf molekularer und zellulärer Ebene besser zu verstehen, insbesondere bei der Verwendung von Radioisotopen, die Alphateilchen oder Auger-Elektronen emittieren. Weil die Dosis von Patienten während interventioneller medizinischer Verfahren zum Teil sehr hoch sein kann, sollte außerdem an einer Verbesserung von Berechnung und Überwachung von zum Beispiel der Hautdosis gearbeitet werden. Schließlich wird eine Verbesserung der Dosisbestimmung bei CT-Untersuchungen insbesondere in der Pädiatrie für nötig erachtet.

Die Verbesserung des Strahlenschutzes von Beschäftigten und Mitgliedern der Bevölkerung, die fünfte Vision von EURADOS, schließt eine Verbesserung, Neuentwicklung und Validierung von biokinetischen Modellen für Patienten ein, deren Metabolismus sich je nach Erkrankung unter Umständen von dem gesunder Personen unterscheidet. Zur Verbesserung des Schutzes der arbeitenden Bevölkerung könnten elektronische Dosimeter dienen, die Dosiswerte in Echtzeit anzeigen, auch für besonders betroffene Teile des Körpers wie die Augenlinse. In Zukunft wird die Dosimetrie von Neutronenfeldern bei gepulsten Feldern oder bei Neutronen mit Energien größer als 20 MeV, wie sie bei Teilchenbeschleunigern oder in der kosmischen Strahlung auftreten, eine besondere Herausforderung darstellen. Zudem ist die nuklidspezifische Messung von Umgebungs-Dosisleistungen nach einer großflächigen radioaktiven Kontamination für den Schutz der Bevölkerung von großer Bedeutung, und entsprechende Detektoren müssen entwickelt werden.

3. Weitere wichtige Aspekte

Ein wichtiges Anliegen von EURADOS ist es, die Kompetenz im Bereich Dosimetrie zu erhalten, zu verbessern, und zu verbreitern. Daher organisiert EURADOS Trainingskurse, Winterschulen und wissenschaftliche Symposien. Ein weiteres Anliegen von EURADOS ist die Harmonisierung der Dosisbestimmung in Europa. Daher organisiert EURADOS zudem regelmäßig Vergleichsmessungen für Personendosimeter und für Detektorsysteme für die Umweltüberwachung, und verfasst Leitlinien zur Dosis-Harmonisierung und zur Verbesserung der Qualitätssicherung.

4. Literaturverzeichnis

- [1] Rühm, W., Fantuzzi, E., Harrison, R., Schuhmacher, H., Vanhavere, F., Alves, J., Mayer, S., Bottollier Depois, J.-F., Fattibene, P., Knežević, Ž., Lopez, M. A., Miljanić, S., Neumaier, S., Olko, P., Stadtmann, H., Tanner, R., and Woda, C. Visions for Radiation Dosimetry over the Next Two Decades – Strategic Research Agenda of the European Radiation Dosimetry Group. EURADOS Report 01/2014, ISSN 2226-8057, ISBN 978-3-943701-06-7, 2014

- [2] Rühm, W., Fantuzzi, E., Harrison, R., Schuhmacher, H., Vanhavere, F., Alves, J., Mayer, S., Bottollier Depois, J.-F., Fattibene, P., Knežević, Ž., Lopez, M. A., Miljanić, S., Neumaier, S., Olko, P., Stadtmann, H., Tanner, R., and Woda, C. EURADOS Strategic Research Agenda: Vision for Dosimetry of Ionising Radiation. Radiation Protection Dosimetry 168(2), 223-234, 2016

ENTSORGUNGSOPTIONEN FÜR HOCH RADIOAKTIVE ABFÄLLE. DIE SCHAFFUNG INTERDISZIPLINÄRER BEWERTUNGSGRUND- LAGEN IN ENTRIA

DISPOSAL OPTIONS FOR RADIOACTIVE RESIDUES. DEVELOPMENT OF INTERDISCIPLINARY EVALUATION PRINCIPLES IN ENTRIA

C. Walther¹⁾, S. Chaudry²⁾, E. Plischke²⁾, K.-J. Röhlig²⁾, P. Hocke³⁾, A. Eckhardt⁴⁾, K. Ott⁵⁾

¹⁾Inst. f. Radioökologie u. Strahlenschutz, Leibniz Universität Hannover, 30419 Hannover

²⁾Inst. f. Endlagerforschung, TU Clausthal, 38678 Clausthal-Zellerfeld

³⁾Inst. f. Technikfolgenabschätzung u. Systemanalyse, Karlsruher Inst. f. Technologie, 76133 Karlsruhe

⁴⁾risicare GmbH, CH-8125 Zollikerberg

⁵⁾Philosophisches Seminar der CAU zu Kiel, 24118 Kiel

Zusammenfassung

ENTRIA¹⁾, kurz für „Entsorgungsoptionen für radioaktive Reststoffe: Interdisziplinäre Analysen und Entwicklung von Bewertungsgrundlagen“, ist ein Verbundvorhaben von zwölf Instituten bzw. Fachbereichen deutscher Universitäten und Großforschungseinrichtungen sowie einem Partner aus der Schweiz. Der grundlegend neue Ansatz ist hierbei die Pluralität der vertretenen Disziplinen. An ENTRIA beteiligt sind Einrichtungen aus den Bereichen Natur-, Ingenieur-, Geistes-, Rechts-, Sozial- und Politikwissenschaften sowie aus dem Bereich Technikfolgenabschätzung. ENTRIA dient nicht der Politikberatung und macht auch keine Aussagen zu möglichen Standorten. Vielmehr befasst sich der Verbund auf rein wissenschaftlicher Ebene mit einer Analyse verschiedener Entsorgungsoptionen. Um den Forschungsgegenstand zu präzisieren und zur Unterstützung der projektinternen Kommunikation und Vernetzung wurden die drei Entsorgungsoptionen „Endlagerung in tiefen geologischen Formationen ohne Vorkehrungen zur Rückholbarkeit“, „Einlagerung in tiefe geologische Formationen mit Vorkehrungen zur Überwachung und Rückholbarkeit“ und „Langfristige Oberflächenlagerung“ spezifiziert. Diese wurden in generische „Referenzmodelle“ überführt sowie ebenfalls generische wirtsgesteinabhängige ENTRIA Behältermodelle (ENCON) entwickelt. All diese Modelle zeichnen sich zwar durch ihren generischen Charakter aus, werden aber soweit ausgearbeitet, wie es für eine vergleichende differenzierte Bewertung, etwa im Hinblick auf Zeiträume für eine Rückholbarkeit, notwendig ist. Der Themenkreis der Langfristigen Oberflächenlagerung wird aufgrund des sich immer deutlicher abzeichnenden Handlungsbedarfs im Bereich der Zwischenlagerung nicht nur als - zeitlich befristete - Alternative, sondern auch als notwendiger Teil des Gesamtprozesses betrachtet und evaluiert.

Neben disziplinären Themen werden in ENTRIA etliche Projekte bearbeitet, in denen nach klassischer Vorstellung weit entfernte Disziplinen ihre jeweilige Expertise und Sicht auf die Probleme einbringen. Ein zentrales Projekt ist die Erstellung interdisziplinärer Bewertungsgrundlagen. Der vorliegende Artikel gibt zunächst einen Einblick in die interdisziplinäre Arbeitsweise und präsentiert dann einen Zwischenstand aus Sicht der Autoren. Dies ist jedoch noch kein von allen Beteiligten ENTRIAS beschlossenes Endergebnis, sondern

¹⁾ENTRIA wird vom Bundesministerium für Bildung und Forschung (BMBF) unter den Förderkennzeichen 02S9082A bis E über den Zeitraum 01.01.2013 bis 31.12.2017 hinweg finanziert.

Gegenstand eines andauernden Diskussionsprozesses und unterliegt noch fortlaufenden Veränderungen.

Summary

ENTRIA, short for "Disposal Options for Radioactive Residues: Interdisciplinary Analyses and Development of Evaluation Principles", is a joint project of twelve institutes or departments of German universities and research institutions as well as a partner from Switzerland. The fundamentally new approach here is the plurality of represented disciplines. ENTRIA analyzes radioactive waste management subjects from the viewpoint of natural sciences, engineering, arts, law and social science. ENTRIA works independently from politics, operators and interest groups. ENTRIA performs purely scientific research analyzing the three most important radioactive waste management option: "Final disposal in deep geological formations without any arrangements for retrieval (maintenance-free deep geological disposal)", "disposal in deep geological formations with arrangements for monitoring and retrieval" and "surface storage".

Based on these options ENTRIA developed generic "reference models" and generic host-rock-dependent container models (ENCON). All these models are of generic character, but are elaborated to an extent, e.g. with respect to reversibility time scales, as is necessary for a comparative differentiated evaluation. Long-term surface storage is considered and evaluated because of the increasingly apparent need to address interim storage not only as (temporary) alternative, but also as a necessary part of the overall process.

Besides disciplinary work packages performed in ENTRIA several tasks combine the expertise and perspective of disciplines which could classically be considered "far apart". A key task is the creation of interdisciplinary evaluation principles. This article provides insight into interdisciplinary working within ENTRIA and describes the present status of this work from the perspective of the authors. However, this is not a final result agreed on by all ENTRIA partners but subject to ongoing discussion and changes.

Schlüsselwörter *ENTRIA, Entsorgung, Hochradioaktive Abfälle, Bewertungsgrundlagen*

Keywords *ENTRIA, Disposal, Highly radioactive waste, evaluation principles*

1. Arbeitsweise und Grundsätze

Die Erarbeitung von Grundlagen für einen bewertungsorientierten, interdisziplinären Vergleich von Entsorgungsoptionen bei ENTRIA setzt eine Verständigung zwischen den beteiligten Disziplinen und Arbeitsgruppen zu den relevanten Fragestellungen sowie zu den gesellschaftlichen Rahmenbedingungen und den technisch naturwissenschaftlichen Grundlagen der Entsorgung voraus. In einem ersten Schritt wurde das ENTRIA-Memorandum [1] erarbeitet. Über den Einstieg in die disziplinenübergreifende Zusammenarbeit hinaus wurden zentrale Spannungsfelder identifiziert, die das Forschungsfeld prägen und eine erste Orientierung ermöglichen.

Für die sich anschließende, weitere interdisziplinäre Verständigung sind verschiedene Arbeiten in ENTRIA von Bedeutung, die sich beispielsweise mit Grenzwerten [2,3], mit Governance-Aspekten [4] und mit den rechtlichen Rahmenbedingungen und Voraussetzungen [5,6] auseinandersetzen.

Zunächst wurde im Arbeitspaket „Synthese“ Literatur gesichtet, die sich mit dem Vergleich bzw. der Bewertung von Entsorgungsoptionen befasst. Die Sichtung zeigte, dass international bisher keine breit anerkannten und wissenschaftlich begründeten interdisziplinären Bewertungsgrundlagen erarbeitet wurden. Insbesondere ist keine Verknüpfung technologischer und prozeduraler Herausforderungen erkennbar. Diese Arbeit muss von ENTRIA selbst

geleistet werden. In ENTRIA wurde daher mit der Erarbeitung eines Dokuments „Bewertungsgrundlagen“ begonnen, das Grundlagen zur vergleichenden Bewertung von Entsorgungsoptionen zusammenstellen soll. In seiner gegenwärtigen Form dient es als Diskussionsgrundlage im Vorhaben und unterliegt fortlaufender Veränderung. Als Impuls wurde ein Text zur Wissenssynthese genutzt, der in ENTRIA für den Sammelband „Inter- und Transdisziplinarität bei der Entsorgung radioaktiver Reststoffe“ entstanden ist [7].

Die Schaffung von Bewertungsgrundlagen folgt einer hierarchischen Systematik. Ein zentrales Thema ist die Akzeptabilität von Optionen, die es diskursiv, d.h. im Austausch aller Gründe, die für oder wider eine Option vorgebracht werden können zu ermitteln gilt. Sie bemisst sich an den Grundprinzipien Sicherheit und Gerechtigkeit. Diese Prinzipien müssen für eine Bewertung anhand von Kriterien miteinander verknüpft und weiter konkretisiert werden. Bei der Entwicklung von Bewertungsgrundlagen berücksichtigt ENTRIA in der interdisziplinären Arbeit gleichberechtigt naturwissenschaftlich-technische Rahmenbedingungen und Wissenschaftsethos.

Nach einem Vorschlag von Ott [8] gründen die allgemeinen Regeln der Wissenschaft auf wissenschaftlichem Ethos, nicht auf bestimmten Methoden der Einzelwissenschaften. Kernelemente dieses Ethos‘ sind die Wahrheitsbindung, die Falsifizierbarkeit von Aussagen, Respekt vor geistigem Eigentum, methodische Skepsis, Regeln der Argumentation, Trennung von Tatsachen und Wertungen, Darlegung der Grenzen von Modellergebnissen, Transparenz von wissenschaftlichem Dissens usw. Trotzdem sind den einzelnen Wissenschaften darüber hinaus spezielle Konzepte eigen. Die Technikfolgenabschätzung (TA) hat häufig mit Herausforderungen zu tun, bei denen dieses Ethos von Bedeutung ist, und orientiert sich dabei an einem TA-Idealkonzept, das von Paschen und Petermann [9] entwickelt wurde. Es beruht auf folgenden fünf Postulaten, die sich sinngemäß auch auf die Bewertung von Entsorgungsoptionen anwenden lassen:

- TA-Analysen sollen die Realisierungsbedingungen und potentiellen Folgewirkungen des Einsatzes von Techniken antizipieren und damit der "Frühwarnung“ dienen.
- Das Spektrum der Auswirkungen, die im Rahmen von TA-Analysen zu identifizieren, abzuschätzen und zu bewerten sind, soll "umfassend" (comprehensive) sein.
- TA-Analysen sollen "entscheidungsorientiert" sein.
- Technology Assessment soll "partizipatorisch" sein, nicht "elitistisch".
- Forderung nach Transparenz, Nachvollziehbarkeit und Nachprüfbarkeit der TA-Prozesse: Annahmen und Werturteile und deren Begründung sollen offengelegt werden.

Das Idealkonzept kann als TA-spezifisches Ethos interpretiert werden. Bei Untersuchungen (z.B. zur Sicherheit von Entsorgungsoptionen) könnten als Qualitätskriterien genannt werden:

- Abstützung auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik (vor allem über Fachliteratur)
- Breites Einbeziehen des Expertendiskurses als Wissensgrundlage
- Anerkennung wissenschaftlicher Dissense als offene Fragen
- Offenheit gegenüber unterschiedlichen disziplinären Ansätzen und Einbindung solcher Ansätze in die Untersuchung
- Arbeiten mit klar definierten Begriffen
- Nachvollziehbarkeit der Argumentation
- Benennen von Wissenslücken und Ungewissheiten
- Offenlegung von Modellannahmen

Aus diesem internen wissenschaftlichen Ethos und dem TA-Idealkonzept lässt sich im besten Fall ein Bild zu den Akzeptabilitätsbedingungen einer Option gewinnen. Aussagen gelten als

akzeptabel, wenn sie sich mit möglichst guten Gründen rechtfertigen lassen (Begründungsrationalität). Das regelgerechte Argumentieren ist die Quintessenz wissenschaftlicher Praxis. Da aber nicht jede im Prinzip akzeptable Lösung auch de facto akzeptiert wird, ist Akzeptabilität zwar notwendige Voraussetzung für Akzeptanz, aber als solche nicht hinreichend. Für die innerwissenschaftliche Untersuchung von bestimmten sicherheitsrelevanten Merkmalen und die Zusammenstellung von Argumenten für Entsorgungsoptionen ist aber zunächst nur Akzeptabilität entscheidend. Akzeptabilität bezieht sich darauf, ob eine Option Anerkennung verdient, Akzeptanz darauf, ob sie gesellschaftlich oder politisch findet. Wissenschaft ist aufgrund des genannten Ethos‘ im strengen Sinne keine „Akzeptanzbeschaffung“.

Optionen werden argumentativ beurteilt. Argumente bestehen generell aus einer Abfolge von Prämissen, die unter einer Schlussregel zu einer Konklusion führen. Sie lassen sich auch in hypothetischer Form als „wenn-dann“-Aussagen darstellen: Wenn ein Grund G als besonders gewichtiger Grund in der Dimension Sicherheit oder Gerechtigkeit angesehen wird, dann schneidet Option X unter diesem Grund gut/schlecht ab. Es bleibt also zunächst möglich, Gründe unterschiedlich zu gewichten.

ENTRIA baut intern eine Argumentation auf, deren „schlussendliche“ Konklusion eine Aussage über die „beste“ Entsorgungsoption darstellen könnte. Ob dies gelingt, ist derzeit offen. Entscheidend ist hier nur die Orientierung am Prinzip der Akzeptabilität.

Wenn z.B. die Tiefenlagerung mit „Monitoring“ und „Rückholbarkeit“ heute unter den potenziell Betroffenen mehr Akzeptanz findet als die Endlagerung mit sofortigem Verschluss, bleibt dies ohne Einfluss auf den sicherheitsgerichteten Vergleich der Optionen, es sei denn, dass mangelnde Akzeptanz ihrerseits zu Beeinträchtigungen der Sicherheit führt; zum Beispiel, weil sie am möglichen Standort einer Entsorgungsanlage zu sozialen Konflikten beiträgt, die Auseinandersetzungen auf der Basis von Argumenten erschweren oder verunmöglichen. Letzteres kann zur Politisierung schwieriger Fachfragen und/oder zur Radikalisierung der Konfliktaustragung führen.

Außenstehende Diskursbeobachter können die Qualität von Gründen nicht notwendigerweise beurteilen. Dies bedeutet, dass (außerhalb der Wissenschaft stehende) Entscheider und Interessierte in den wissenschaftlichen Diskurs einbezogen werden müssen, um ihnen eine robuste Grundlage für ihre Entscheidungen zur Verfügung zu stellen.

Dazu bedarf es einer Schnittstelle der Wissenschaft mit der Politik, Wirtschaft und Gesellschaft und geht damit deutlich über die traditionelle Reichweite wissenschaftlicher Projekte hinaus.

2. Vorläufige Ergebnisse

Für ENTRIA haben sich i) Sicherheit und ii) Gerechtigkeit als zwei wesentliche Grundsätze herausgebildet. Der Grundsatz der Sicherheit gründet in den Rechten auf Leben und körperliche Unversehrtheit; der Grundsatz der Gerechtigkeit in Rechten auf politische Teilnahme, Rechtsschutz und in den Legitimitätsbedingungen politischer Entscheidungen. Diese Grundsätze dienen als Grundlage zur Erstellung von Kriterien.

i) Der Grundsatz der Sicherheit unterscheidet a) die Frage nach dem Schutz von Mensch und Umwelt vor den Gefahren, die von den eingelagerten Reststoffen ausgehen, „safety“, und b) die Sicherung gegen unbefugten Zugriff, „security“ (gemäß [1]). In beiden Sicherheits-Dimensionen müssen die Fragen nach betroffenen Personen und Schutzgütern, nach den Arten und Ursachen von Gefährdungen und nach den Phasen des Entsorgungsprozesses gestellt werden.

Betroffen sein können Beschäftigte, Anwohner, „unintentionally intruding humans“ usw. Schutzgut ist neben Recht auf Leben und körperliche Unversehrtheit auch der Schutz der Umwelt als Ganzes (incl. Fauna und Flora, Grundwasser, Landschaft, Kulturgüter). Gefahren können durch Direktstrahlung (externe Exposition bei Handhabung), Dosis nach Inhalation oder Ingestion freigesetzter Stoffe aber auch durch chemotoxisches Potential oder Kritikalität entstehen. Betrachtet werden die überlappenden Phasen Zwischenlagerung, Errichtung eines Lagers, Anlieferung, Konditionierung, Einlagerung, Lager- bzw. Offenhaltungsbetrieb, Verschluss, Rückbau, Nachverschlussphase sowie möglicherweise vor Verschluss und Rückbau eine Rückholung, Rekonditionierung und weitere Maßnahmen.

In beiden Sicherheitsdimensionen umfassen Analysen Risikoabschätzungen, die immer mit Ungewissheiten einhergehen. In einer Reihe von Fällen können sich Ungewissheiten dergestalt auswirken, dass Risikoabschätzungen nicht mehr belastbar sind. Kriterien müssen diese Aspekte ebenso wie die Robustheit und Resilienz von Entsorgungsoptionen gegenüber ungewissen Sachverhalten oder Entwicklungen berücksichtigen. Dazu gehört auch eine ausreichende Vorstellung von den Tücken des „Nichtwissens“, das bei der Reflexion der Risikoabschätzungen zu berücksichtigen ist. Als zentralen Punkt bei der Kommunikation auch außerhalb des wissenschaftlichen Bereichs hat ENTRIA den offenen Umgang mit diesen Ungewissheiten identifiziert.

ii) Gerechtigkeit muss sowohl Fragen der Rechtsstaatlichkeit, der fairen Verteilung von Lasten als auch eines gerechten Verfahrens beinhalten. Im Fall der Entsorgungsproblematik betrifft dies auch folgende Generationen. Deren Wertvorstellungen könnten möglicherweise von den unsrigen abweichen. Bei der Diskussion der Gerechtigkeit fällt sofort auf, dass Optionen mit längerem Zeithorizont (z.B. langfristige Zwischenlagerung an der Oberfläche oder Verfahren mit bewusst langen Verfahrensdauern) anders zu bewerten sind als „schnellstmögliche“ Entsorgung, z.B. in tiefen geologischen Formationen mit sofortigem Verschluss. Da zukünftige Generationen nicht in die heutige Debatte einbezogen werden können, ist es nur möglich, sich hypothetisch in die Rolle eines Vertreters zukünftiger Generationen hineinzusetzen, also eine Sprecherrolle zu simulieren. Auch das Prinzip der Optionenmaximierung hilft hier nicht weiter, da es auch möglich sein könnte, dass zukünftige Generationen auf bestimmte Optionen gerne verzichten würden (Hätten sie wirklich Lust auf „rolling stewardship“ über Jahrtausende?). Die Sachlage macht einen Paternalismus unvermeidlich, der nach bestem Wissen (Ethos, s.o.) und Gewissen (hinsichtlich Sicherheit und Gerechtigkeit) erfolgen muss. Durch sukzessive Spezifikation der Grundsätze nach sachlichen Aspekten entstehen Kriterien, die den Bezug zur Akzeptabilität herstellen. Es ist möglich zu unterscheiden zwischen absoluten Kriterien einerseits und (relativen) Vergleichskriterien andererseits. Eventuell kann ein Kriterium mittels Indikator quantifiziert werden. Dieser ist eine Größe, die einen Sachverhalt charakterisiert (etwa: berechnete Wahrscheinlichkeit für eine bestimmte durch ionisierende Strahlung verursachte Erkrankung). Es handelt sich also um ein Hilfsmittel, das gewisse Informationen übermittelt, die nicht notwendigerweise unmittelbar messbar sind. Ein Grenzwert wiederum soll akzeptable von inakzeptablen Indikatorwerten unterscheiden. Ein absolutes Kriterium wäre z.B. die Aussage: „Der Indikator hat für die Option A unterhalb des Grenzwertes zu liegen, andernfalls ist diese Option nicht akzeptabel“. Dies gilt im Sinne eines Ausschlusskriteriums. Es ist sicherlich nicht sinnvoll, Optionen anhand nur eines Indikatorwertes (z.B. effektive Dosis für eine bestimmte Gruppe von Referenzpersonen) zu vergleichen. ENTRIA geht davon aus, dass die im Projekt betrachteten Optionen genehmigungsfähig sind, also gewissen absoluten Kriterien genügen, und befasst sich davon ausgehend mit Vergleichen.

Für Entsorgungsoptionen können Erkrankungs- und Sterbewahrscheinlichkeiten, z.B. gewichtete Schadenwahrscheinlichkeiten (Detrimente) im Vergleich zu anderen Optionen berechnet werden. Eine Option würde dann günstiger beurteilt, wenn diese Wahrscheinlichkeit geringer ausfällt. Dabei werden alle schädigenden Einwirkungen gleich behandelt. Es wird also letztlich nicht unterschieden, ob ein Todesfall auf ionisierende Strahlung oder Staubpartikel, auf chronische Einwirkungen oder Unfälle zurückgeht. Im Falle eines verantwortlichen Umgangs mit den Abfällen während Zwischenlagerung und Einlagerung gemäß den jetzigen Strahlenschutzgrundsätzen und wahrscheinlichen auslegungskonformen Entwicklungen eines späteren Lagers sind nur Strahlendosen unterhalb des Niveaus natürlicher Exposition zu erwarten und demzufolge werden strahleninduzierte Risiken äußerst gering ausfallen. Werden die zusätzlichen Strahlendosen also sehr klein gegenüber natürlichen Dosen und werden zusätzliche Risiken relativ zu Alltagsrisiken vernachlässigbar, ist ein solcher Vergleich nicht mehr zur Diskriminierung zwischen Optionen geeignet.

Eine präzise Kalkulation des individuellen Risikos anhand der generischen Referenzmodelle ist nicht möglich. Aufgrund von Erfahrungswerten mit bestehenden Anlagen oder ähnlich gelagerten Projekten lässt sich aber voraussichtlich eine Einordnung der Optionen relativ zueinander vornehmen. Damit dies möglich ist, muss bei allen Optionen von adäquaten Voraussetzungen bezüglich Genehmigungsfähigkeit, Risiko-Governance und Sicherheitskultur, Ausstattung mit Ressourcen etc. ausgegangen werden. Ändern sich diese Voraussetzungen, zum Beispiel über die Dauer des Prozesses, wird auch die Einordnung der Optionen relativ zueinander verändert. Daher müssen auch unterschiedliche Szenarien in die Entwicklung und die Robustheit und Resilienz der Optionen gegenüber verschiedenen Entwicklungen einbezogen werden.

Am robustesten können Risikoabschätzungen für die während der Handhabung beruflich exponierten Personen getroffen werden. Dies ist eine recht genau abschätzbare Anzahl von Personen. In anderen Fällen – etwa bei Risikobetrachtungen für Anwohner – kann die Anzahl der gefährdeten Personen stark variieren, gleichzeitig ist die zu erwartende zusätzliche Dosis mit großen Unsicherheiten behaftet und im Falle einer Tiefenlagerung zumindest für die Nachverschlussphase beim Nichteintreten auslegungsüberschreitender Ereignisse um Größenordnungen unterhalb der natürlichen Dosis.

Es ist, wie oben bereits gesagt wurde, möglich und zulässig, Kriterien unterschiedlich zu gewichten. Bei der Gewichtung von Kriterien dürften die unterschiedliche Gewichtung einzelner Aspekte der Grundsätze und die Einschätzung von Risiken stark relevant sein. Wer prozedurale Gerechtigkeit höher gewichtet als Sicherheit, könnte mit einer Lösung einverstanden sein, die unter einem Primat der Sicherheit defizitär sein könnte.

Abschließend noch eine Bemerkung zum häufig in der Sicherheitsdiskussion vernachlässigten Aspekt der Kosten: Eine Synthese (=Zusammenführung der Ergebnisse) bestünde in einem transparenten, kriteriologisch gestützten und diskursiv geprüften Optionenvergleich. Dieser schließt eine Risikoanalyse und letztendlich auch eine Kostenbetrachtung ein. Wieviel darf ein zusätzlicher „marginaler“ Zugewinn an Sicherheit kosten? Hier erfährt der Begriff „größtmögliche Sicherheit“ eine Präzisierung: Berücksichtigt man Randbedingungen „von außen“, gelangt man zur Forderung nach „optimaler Sicherheit“. Die ICRP definiert – allerdings ausschließlich mit Blick auf den Strahlenschutz : „Der Grundsatz der Optimierung wird von der Kommission als ein quellenbezogener Prozess definiert, der dazu dient, die Wahrscheinlichkeit von Expositionen (in Fällen, in denen diese nicht mit Sicherheit erhalten werden), die Zahl der exponierten Personen und die Höhe der individuellen Dosen so niedrig zu halten, wie es unter Berücksichtigung wirtschaftlicher und gesellschaftlicher Faktoren vernünftigerweise möglich ist.“

Die Kriteriologie nimmt das Ergebnis nicht vorweg, sondern ermöglicht es. Das Ergebnis kann eine Option mit möglichst großer/hoher Sicherheit, möglichst großer Gerechtigkeit etc.

identifizieren oder aber zum Ergebnis kommen, dass unterschiedliche Optionen unter unterschiedlichen Kriterien, die unterschiedlich gewichtet werden, unterschiedlich „abschneiden“. Zum Grundsatz „Sicherheit“ gehört auch ein Kriterium, das bei Entsorgungsoptionen einen hohen Anteil abschätzbarer Risiken und wenig Ungewissheiten günstig bewertet [10]. Der Umgang mit nichtabschätzbaren Risiken führt unserer Untersuchung zufolge unter anderem vielfach zu Konflikten im gesellschaftlichen Diskurs. Diese Konflikte könnten entschärft werden, wenn der Anteil abschätzbarer Risiken bei einer Entsorgungsoption hoch ist und wenige Ungewissheiten bestehen.

3. Literaturverzeichnis

- [1] Röhlig, K.-J.; Walther, C.; Bach, F.-W.; Brunnengräber, A.; Budelmann, H.; Chaudry, S.; Eckhardt, A.; Geckeis, H.; Grunwald, A.; Hassel, T.; Hocke, P.; Lux, K.-H.; Mengel, K.; Metz, V.; Ott, K.; Plischke, E.; Riemann, M.; Smeddinck, U.; Schreurs, M.; Stahlmann, J. (2014): Memorandum zur Entsorgung hochradioaktiver Reststoffe, Hannover.
- [2] Walther, C. Röhlig, K.-J.; Smeddinck, U. (2015): ENTRIA – oder die Chancen des Interdisziplinären, StrahlenschutzPRAXIS 2/2015, S. 28 – 34
- [3] Kalmbach, K.; Röhlig, K.-J. (2016): Interdisciplinary Perspectives on Dose Limits in Radioactive Waste Management. *Journal of Radiological Protection* 36 (2016) S8–S22
- [4] Brunnengräber, A.; Mez, L.; Di Nucci, M. R.; Schreurs, M. (Hg.) (2015): *Nuclear Waste Governance. An International Comparison*. Wiesbaden: Springer VS.
- [5] Smeddinck, U.; Willmann, S. (2014): Die Kommissionsempfehlung nach § 4 Abs. 5 Standortauswahlgesetz – Politikberatung oder Selbstentmündigung des Parlamentes? In: *Europäisches Umwelt- und Planungsrecht*, S. 102 - 111.
- [6] Hohmuth, T. (2014): *Die atomrechtspolitische Entwicklung in Deutschland seit 1980 – Darstellung, Analyse, Materialien*, Berlin: Berliner Wissenschaftsverlag.
- [7] Grunwald, A. (2016.i.E.): Wissensintegration auf dem Weg zur Entsorgung hoch radioaktiver Abfälle, In: Smeddinck, U./Kuppler, S./Chaudry, S., (Hrsg.), *Inter- und Transdisziplinarität bei der Entsorgung radioaktiver Reststoffe*. Wiesbaden: Springer Vieweg
- [8] Ott, K. (1997) *Ipsa Facto. Zur ethischen Begründung normativer Implikationen wissenschaftlicher Praxis*. Suhrkamp, Frankfurt
- [9] Paschen, H; Petermann, T; (1992): *Technikfolgen-Abschätzung: Ein strategisches Rahmenkonzept für die Analyse und Bewertung von Techniken*. In: Petermann, Th. (Hrsg.): *Technikfolgen-Abschätzung als Technikforschung und Politikberatung*. Frankfurt u. a.: Campus 1992, S. 19-42 (Veröffentlichungen der Abteilung für Angewandte Systemanalyse (AFAS), Bd. 1)
- [10] Eckhardt, A. ; Rippe, K. P. (2016): *Risiko und Ungewissheit bei der Entsorgung hochradioaktiver Reststoffe*. Vdf. Zürich.

UMSETZUNG DER EU-GN IN DER SCHWEIZ - RADON

S. Baechler¹⁾, C. Murith¹⁾, M. Palacios¹⁾, B. Ott¹⁾

¹⁾Bundesamt für Gesundheit, 3003 Bern (Schweiz)

Die schweizerische Gesetzgebung im Strahlenschutz wird an die neuen internationalen Richtlinien, insbesondere die neuen europäischen Grundnormen im Strahlenschutz (*EU-GN*) angepasst. Als Nicht-EU-Mitglied ist die Schweiz zwar nicht verpflichtet die *EU-GN* anzuwenden, sie ist jedoch bestrebt, ein mindestens gleich hohes Strahlenschutzniveau für Bevölkerung und Umwelt wie die anderen EU-Länder zu gewährleisten. Bei der Umsetzung der *EU-GN* wird aber auf nationale Gegebenheiten Rücksicht genommen und Bewährtes wird beibehalten.

Ziel der Revision ist es, eine nach Risiko abgestufte Reglementierung einzuführen, die alle Expositionssituationen mit ionisierender Strahlung abdeckt. Dafür wird das neue System mit den drei Expositionssituationen (geplant, Notfall und bestehend) übernommen. Bei der beruflichen Strahlenexposition wird der Dosisgrenzwert für die Augenlinse gesenkt. Künftig sollen auch natürliche Strahlenquellen berücksichtigt werden. Dies betrifft speziell Arbeitsplätze mit starker Radonexposition und NORM-Industrien. Auch das Flugpersonal gilt neu als beruflich strahlenexponiert. Die Freigrenzen werden an diejenigen der *EU-GN* angepasst. Auch illegale oder unabsichtlich gehandhabte radioaktive Quellen sollen reguliert werden: Deshalb müssen Kehrrechtverbrennungsanlagen und metallverarbeitende Betriebe künftig mit geeigneten Verfahren überwachen, dass keine herrenlosen radioaktiven Quellen in ihren Bearbeitungsprozess gelangen. In der Medizin werden klinische Audits eingeführt. Damit sollen ungerechtfertigte Untersuchungen und Behandlungen vermieden und die Patiententendosen noch weiter optimiert werden. Bei Notfallexpositionssituationen werden Referenzwerte eingeführt. Im ersten Jahr nach einem Notfall gilt ein maximaler Referenzwert von 100 mSv für die Bevölkerung. Dieser Referenzwert wird situativ gesenkt. Bei bestehenden Expositionssituationen wird ein Referenzwert von 1 mSv pro Jahr festgelegt, wobei aber die Möglichkeit besteht, diesen im Einzelfall auf 20 mSv pro Jahr zu erhöhen, besonderes bei langfristigen Kontaminationen nach einem Notfall. Es werden auch neue Bestimmungen zum Umgang mit radioaktiven Altlasten eingeführt. Diese beinhalten insbesondere Messungen und Sanierungen von kontaminierten Standorten (Radium aus der Uhrenindustrie).

Für Radon wird der Referenzwert in Wohn- und Aufenthaltsräumen gesenkt. Es gilt neu ein Referenzwert von 300 Bq/m³. Das bedeutet, dass in der ganzen Schweiz die Radonbelastung beim Bauen stärker beachtet werden muss. Der neue Referenzwert soll vor allem bei Neubauten und Renovationen greifen. Die Verstärkung der Bauvorschriften ist somit eine vorrangige Massnahme, die bereits bei der neuen Norm SIA 180 berücksichtigt wurde. Mit den neuen Bestimmungen der Gesetzgebung setzt man sich folgende fünf Ziele: (1) die Radonkonzentration wird korrekt gemessen; (2) alle Neubauten sind unter 300 Bq/m³; (3) die Situation in den bestehenden Gebäuden wird ständig verbessert; (4) für Kinder gilt das Vorsorgeprinzip und (5) Personen am Arbeitsplatz dürfen nicht ohne weiteres über 1000 Bq/m³ exponiert werden. Parallel dazu muss die Umsetzung des nationalen Aktionsplans Radon 2012-2020 in enger Zusammenarbeit mit den Kantonen weitergeführt werden.

Ende 2015 wurden die revidierten Verordnungen in die öffentliche Vernehmlassung geschickt. Diese hat gezeigt, dass bei den betroffenen Kreisen noch etliche Missverständnisse bestehen, obwohl viele Stakeholder bei der Erarbeitung des Entwurfs aktiv mitgewirkt haben. Um solche Unklarheiten aus dem Weg zu räumen, war es notwendig, verschiedene Interessengruppen erneut zu treffen. Bereits durchgeführte Treffen zeigen, dass Diskrepanzen im direkten Gespräch weitgehend und sehr effizient beseitigt werden können. Die neue Gesetzgebung soll spätestens Anfang 2018 in Kraft treten.

Strahlenschutz - Gegenwart und Zukunft

COMMENT OF THE GERMAN-SWISS RADIATION PROTECTION SOCIETY

Regarding the IRPA letter to the Associated Societies from September 25th, 2015

Fachverband für Strahlenschutz

How should we present the uncertainty in risk estimates at low doses?

Recommendation: Radiation risk appreciation has to be based in comparison to natural radiation doses and risks of our daily life. For the later it has to be distinguishing between risks taken deliberately and others imposed by society, technology and environment. Uncertainty in risk estimation has to be explained as incomplete information on the exact value of a risk with a confidence interval and not as a lack of information.

In a recent report UNSCEAR has made a concise description of the situation regarding the effects of ionising radiation. UNSCEAR states that there is proven evidence for deterministic (tissue) effects and a clear attributability of these effects to an exposed individual. The protection principle for those threshold effects is also clear: to define limits which are with some safety margin below the threshold. This is part of the RP regulations worldwide. Nevertheless, a number of accidents happened throughout the world, resulting in severe deterministic effects including death victims. The RP community reacted to alleviate this situation. The D-concept was developed and the protection of high active sealed sources was improved. In Europe, in 2003 the HASS Directive was issued and subsequently corresponding national regulations. Thus, for deterministic effects the situation is rather clear: there is an attributability of risk and there is a protection concept, which now even includes an enhanced protection and preparedness against accidental exposures.

Regarding stochastic effects the situation is different in the sense that the probability, i.e. the risk, for stochastic effects like cancer or hereditary diseases (*and not the severity as for deterministic effects*) is increasing with radiation dose. There is no attributability of stochastic effects such as cancer to radiation in the low dose region below 100 mSv, as in general, cancer rarely can be attributed to a specific risk taken by the concerned individual. Although there is proven evidence in the higher dose range due to the evaluations of the atom bomb survivors from Hiroshima and Nagasaki, the dose response in the low dose range is based on assumptions only. We should clearly say that there is no prove for any (positive or negative) effect at low doses. Most if not all epidemiological studies in the low dose range suffer from poor statistics and from the difficulty to include correctly background radiation and doses from other (i.e. medical) exposures. However, UNSCEAR states in the above mentioned report that it is the sum of all exposures which has to be taken into account.

The current legislation is based on the precautionary principle including the LNT model. This is an assumption stating that the dose response curve goes linear down to dose zero, sometimes the linearity is questioned and other models like a linear-quadratic ones are suggested. But all these discussions are based on simple assumptions with no biological evidence. So, finally the LNT model, as it is recommended by ICRP (*as a probably conservative assumption*) is the only practicable one until better and scientifically proven alternatives are available.

RP regulations and legislation are partially based on scientific evidence and partially on assumptions and, especially, on precautionary principles. Whilst high radiation doses present a

real and proven impact on human health, low doses increase “only” the risk of stochastic effects. So, the question from what levels on radiation doses are dangerous depends on the individual perception of a danger, being strongly depending on societal evolution and risk awareness. The only meaningful appreciation of radiation risk has to be based on a comparison with natural radiation and the risks we are exposed to in our daily live.

Risk evaluation and appreciation

A correct risk evaluation is only possible comparing them to risk of our daily live. If an additional risk is significantly lower than any other daily risk of our civilian and professional life, it should be considered as acceptable and any further measure to reduce it should be regarded as not justified. Risk appreciation should be based on a holistic view, concerning all risks of our daily life.

Risk optimization

Risk optimizing does not mean to eliminate any risks, but to reduce it to an acceptable or at least tolerable level maintaining effort and benefit in a reasonable balance. Radiation risk should always be seen in comparison to all other risks of our daily life. Risk optimization means, identifying the most important risks and focus one these in term of risk reduction.

Risk communication

Risk communication to the public in an understandable language is not an easy task. Risk perception is always subjective. In particular risks we are taking deliberately because we expect a direct benefit thereof will be more easily accepted than risks imposed on us by others without our consent. We accept more easily risks from, for example, smoking, car driving and mountain climbing because of their direct benefit than a motorway, an environment polluting factory or a nuclear power station constructed next to our home where our own and immediate benefit is not readily apparent. Risk communication has to be improved by involving specialist in this domain and by comparing radiation risks to other risks from our daily life.

Confusion and definitions

Terms like probability, risk and uncertainty are often misunderstood or misinterpreted und need therefore a careful communication since they are not identical to everyman’s definition of risk.¹ The common sense meaning of these terms is somewhat different from the scientific definition. Uncertainty does not mean a lack of security but it means unknown or incomplete information. So, for example, we can only give a confidence interval for the expected value of a quantity. This means, that the correct value could be, but only with a low probability, outside the given interval.

Perception of the society

Our society is characterized by a sometimes hysteric and exaggerated risk-awareness and people forget that our life in contrast to our perception is much surer than that of our grandparents. In the same time we lost some faculty for a reasonable risk assessment and risk appreciation. In particular in the fields of radiation protection and nuclear energy opinions and preconceived ideas are extremely charged with emotions making any objective discussion difficult.

Improve communication

¹ Covello: Risk is a threat of loss, real or perceived, to that which we value. And: Ortwin Renn: Das Risikoparadox – Warum wir uns vor dem Falschen fürchten. (ISBN 978-3-596-19811-5)

In radiation protection and in particular for communication with the population we need more help from specialists in risk estimation, risk appreciation and risk communication. We need further professionals able to inform the population in an understandable language. The implication of scientific journalists for translating scientific information into a media-ready and easy understandable language would be extremely helpful.

Should we give a more prominent context to natural background exposure?

Recommendation: Natural radiation and its variability should be taken as reference value in the evaluation of radiation doses from all anthropogenic sources. It has to be emphasized that the same number of mSv, independently whether they are of natural or man-made origin represent the same radiological risk.

In some regions of the earth people are exposed to 200 and more mSv/a by natural radiation. Actually there is only little knowledge on the health impact of these natural radiation sources, despite several studies tried to investigate this.

Radioactivity and ionizing radiation are natural and part of our daily life. Man and environment have always been exposed to it and nature has learned to live with it. Using ICRP risk factors and LNT it comes out that (without radon in dwellings) approximately one percent of the spontaneous cancer incidence is due to natural radioactivity. Life of a biological organism is based on a continuous interaction with its environment and its survival is linked to a beneficial relationship with its surroundings and its ability to defend itself against harmful influences from the outside. Radiation can be a threat for life; very high doses are lethal. Unfortunately radiation cannot be perceived by human senses, which explains the fear of radiation amongst many members of the population, but also the need for clear regulation and legislation in this field based on precautionary principles.

On the other side radiation has some justification in regard to the origin and the evolution of species. It contributes to the evolution of life by producing mutations. By natural selection processes those genetic configurations are selected that are best adapted to a given situation or a given environment. Although radiation could stimulate and train the natural immune defence mechanism and the ability to repair damages in the genetic code produced by radiation or other harmful agents, the number of mutations and chromosome damages produced by natural radiation is, however, much smaller than those occurring spontaneously.

UNSCEAR has announced to evaluate studies about the effects of background radiation. At present, they try to find a consensus about the criteria to evaluate such studies. This process might endure some time. It is time to discuss about background radiation within the RP community and start to go new ways in RP instead of time and again repeating the old assumptions and considerations without having new facts or evidence.

It is remarkable to learn that NRC these days has launched a consultation process about a petition to change from the LNT to the hormesis in evaluation of the effects of ionizing radiation. But as long as we don't have any scientific evidence Hormesis should be considered as a hypothesis that needs further investigation prior to be applied seriously in radiation protection.

Whilst accepting the principle of dose limitation, should we have more flexibility in how this is emphasized and presented? If so, how?

Recommendation: We need more flexibility in emergency situations for which ad-hoc-limits would be useful. They should be adapted constantly as the situation returns to normal. We need also more flexibility for long-term existing situations where mitigation is difficult and expensive, for example for contaminated areas by human activities or regions with high natural radioactivity or high radon levels.

The limitation principle was and is one of the pillars of the ICRP system of protection since 1977 when ICRP 26 was issued, together with the two other equally important principles: Justification and Optimisation. Limits were meant as the borderline between tolerable and not tolerable exposure, not as the borderline between dangerous and not dangerous. Subsequently exceeding the limits is an offence and will be punished. The system has been improved by the following publications of ICRP, in particular ICRP60 and ICRP107. It seems, however, that this refinement of the system of radiation protection by the newer ICRP publications became a challenge in order to be understood correctly by most of the practitioners, in particular also because some of the translations were not enough accurate and led to misinterpretations.

Dose limits are often misinterpreted and this applies even more for the term *dose constraints*. The public perception is: *above limit* = dangerous, *below limit* = safe. The correct interpretation should be: *above limit* = risk unacceptable compared to daily life risks, *below limit* = risk is insignificant and acceptable. Some flexibility in fixing dose limits seems useful; for example for natural radiation and for radon, i.e. for very long time existing situations where reduction measures could only be implemented with disproportionate effort. The second case where more flexibility is needed are emergency situations for which ad-hoc-limits would be useful. They should be adapted constantly as the situation returns to normal.

For a practitioner dose constraints may seem superfluous. However, in some situations they are useful. ICRP explained them as follows: “*Dose constraints by definition should be used at the planning stage in radiation protection. They can be used at the design and planning stage of a new facility where the size and nature of the specific sources are taken into account. In these cases these are sometimes referred to as source-related or design dose constraints and are used to determine levels of shielding material required in order that calculated doses to workers should not exceed the annual dose constraint value. They can also be used when planning a specific task, rather than a facility, to take account of the actual working procedures that will be used - in such instances they are often referred to as task-related or operational dose constraints.*”

The «de Minimis»-concept should be maintained in risk estimation and risk management. In particular in the low risk domain a threshold should be defined below which no further optimization or any other risk reduction action or dose reduction measures are required, in particular if they need disproportionate measures..

Should we make ALARA even more central in our control hierarchy? If so, how do we ensure proportionality of effort?

Recommendation: The correct communication of ALARA as a precautionary principle for optimisation is crucial: i.e. what it means what it is for, in particular where optimization is necessary, where it could be useful and where it is unnecessary or even counterproductive.

Optimization or ALARA is already a central part of RP. If one looks at the development of exposures over time worldwide there is a clear tendency towards lower doses in any areas of application. This is partially due to the ALARA principle. To greater extend, this due to an increased, but not always justified and sometimes even disproportionate risk awareness of our society.

The correct interpretation of ALARA is therefore crucial, since it can be interpreted in very different ways putting the emphasis on “as low as” or on “reasonable” or on “achievable”. It seems that our Society puts too much emphasis on “as low as” and too little on “reasonable”. It should be our job, to keep this in balance, by better information of the public. Cost-benefit-analysis as it was suggested in ICRP publication 26 seems obsolete today as a RP measures are based more on political or societal considerations and the acceptances question has become increasingly important.

Optimization by a continuous improvement of safety culture is the way RP has to go. But Optimization also needs to have a lower endpoint. If the ALARA concept will be maintained the second part of the sentence, that is often forgotten, should be more emphasized in particular *«as low as reasonably achievable, social and economic factors being taken into account»*. So, the practical implementation of ALARA has to be adapted continuously to the evolution of our society and its perception and awareness of risks.

Should we make more effort to present radiation risk in the wider context of public health? Which ways would you propose?

Recommendation: Health effects and risks from radiation should be considered in the context of public health and everyday risks, as for example food safety, environmental pollutants, risks form energy production and exploitation of natural resources, NIR, transport and mobility, risk at work place, etc.

Our society has developed - despite the fact our life is much safer than that of our grandparents - a sometimes exaggerated and disproportionate awareness of risk and safety: Food, pollution, additives in daily life products, non-ionizing and ionizing radiation, energy sources and production, pharmaceutical products, etc. A huge amount of digested and undigested information is available, in particular on internet. Citizens need help from specialist to interpret correctly this huge flow of sometimes contradictory information. A holistic view of all risks of our daily life is needed in order to avoid an overestimation of a particular risk. Without this, a balanced risk optimisation is not possible. Risk optimisation should primarily identify the greatest risks so that risk optimisation can focus on these first. This should include risks we take deliberately and those imposed to us by society, technology and environment.

AKTUELLE FRAGEN DES STRAHLENSCHUTZES - ODER WAS UNS BEWEGT

die Sicht der IRPA

R. Czarwinski¹⁾, R. Coates²⁾

¹⁾IRPA Präsidentin 2012 - 2016

²⁾IRPA Präsident 2016 - 2020

Kurzfassung

Immer häufiger wird die Funktionalität, Praktikabilität und Verständlichkeit unseres heutigen Strahlenschutzsystems in Frage gestellt, insbesondere nach den Ereignissen in Fukushima. Ein stärker aufkommender Aspekt ist die Kommunikation über Risiken und das Verständnis der Öffentlichkeit dafür. IRPA hat begonnen, sich diesen Themen offensiv zu stellen.

Im Jahr 2015 hat sich IRPA entschieden, die Mitgliedsgesellschaften (AS) zum Thema Effektivität und Verständlichkeit unseres Strahlenschutzsystems und insbesondere zu seiner Kommunikationsfähigkeit zu konsultieren. IRPA ist insbesondere an der Meinung der Praktiker interessiert, aber auch an der Sichtweise derjenigen, die sich in der Weiterentwicklung des Systems engagieren bis hin zu Stakeholdern außerhalb unseres Berufes.

Die Präsentation identifiziert wesentliche Aspekte der Antworten im Konsultationsprozess. Wie erwartet, zeigen die ersten Antworten eine beträchtliche Überlappung der Sichtweisen über Effektivität und Kommunikation.

Es besteht Konsens darin, dass das System trotz seiner Komplexität einen ausreichenden Schutz für beruflich strahlenexponierte Personen, Personen der Bevölkerung und Patienten bietet. Die Herausforderung besteht jedoch in einer ganzheitlichen Risikobetrachtung. Es ist daher wichtig, während des Optimierungsprozesses für Schutzmaßnahmen auch andere beeinflussende Risiken in die Evaluation einzubeziehen. Beispielsweise kann es von Vorteil sein, z.B. Gesundheitsrisiken zu betrachten.

Die Hauptsorge in der Konsultation mit und zwischen den IRPA Mitgliedsgesellschaften ist die Verknüpfung zwischen der Komplexität des Systems und der daraus resultierenden Notwendigkeit, das System verständlich darzustellen und effektiv umzusetzen. Die Antworten der AS auf diese Herausforderung waren sehr breit gestreut bis hin zu der Ansicht, dass das heutige Strahlenschutzsystem ein „Reboot“ benötigt. Es ist sicher nicht anzunehmen, dass diese Ansicht breite Unterstützung findet, zeigt aber die Tiefe des Problems.

Die Konsultation mit den Mitgliedsgesellschaften ist gegenwärtig auf folgende, relativ breite Themengruppen fokussiert, die miteinander verzahnt sind:

- Ungenauigkeit in der Risikoabschätzung bei niedrigen Dosen
- Einbeziehung des natürlichen Untergrundes
- Begrenzung der Dosis und Dosisgrenzwerte
- Strahlenrisiko und Gesundheit
- Optimierung, ALARA und Angemessenheit

- Kommunikation und Verständnis der Öffentlichkeit über Strahlung und Risiko

Die Kernforderung in einer Bewertung der Ungenauigkeit bei Risikoabschätzungen (insbesondere bei kleinen Dosen) ist ein klares Bekenntnis zu dem, was wir wissen und zu dem, was wir nicht wissen! Die Notwendigkeit der Ehrlichkeit in einer erfolgreichen Kommunikation wurde in nahezu allen Beiträgen hervorgehoben.

Die natürliche Strahlung und ihre Variabilität wird als besonders hilfreich in der Argumentation mit Stakeholdern angesehen, ist jedoch wenig hilfreich für die Betrachtung der Akzeptanz der Exposition durch irgendeine vorhandene Quelle. Auf die richtige Anwendung des Rechtfertigungsprinzips wurde in diesem Zusammenhang mehrfach hingewiesen.

Eine bereits in einem Panel während der europäischen IRPA Konferenz in Genf 2014 angesprochene Frage ist „Brauchen wir Grenzwerte?“. Obgleich eine uneingeschränkte Befürwortung der Begrenzung von Dosen in den Beiträgen der AS erfolgte, wurden numerische Dosiswerte als gesetzlich zwar notwendig, aber problematisch angesehen. Eine sehr interessante Diskussion, in der auch die Anwendung des ALARA Prinzips eine nicht unbedeutende Rolle spielt. Die französische Strahlenschutzgesellschaft widmet sich mit Unterstützung der IRPA gegenwärtig dem Thema ALARA und Angemessenheit der Maßnahmen. Bei der Bestimmung angemessener Schutzniveaus wie auch in Optimierungsprozessen sind, wie bereits erwähnt, verschiedene relevante Risiken zu berücksichtigen. Eine Veröffentlichung der Ergebnisse ist für das Frühjahr 2017 geplant.

Diese Kurzfassung reißt nur einige Themen und Aspekte an, die von den AS detaillierter dargestellt wurden und auf die im Vortrag näher eingegangen wird. Es sind Aspekte, die wichtig für eine effektive Umsetzung des heutigen Strahlenschutzsystems und dessen Verständlichkeit sind, und wofür geeignete Werkzeuge und Methoden entwickelt werden müssen.

Vorträge

UMSETZUNG DER RICHTLINIE 2013/59 EURATOM AUS SICHT EINER LANDESBEHÖRDE – NEUE HERAUSFORDERUNGEN FÜR DIE LANDESBEHÖRDE IM RAHMEN DER BUNDESAUFTRAGSVERWALTUNG IM STRAHLENSCHUTZ

J. Lorenz¹⁾, J. Honolka²⁾

¹⁾ Sächsisches Staatsministerium für Umwelt und Landwirtschaft, Referat Strahlenschutz, Gentechnik und Chemikalien, Dresden, Deutschland

²⁾ Sächsisches Landesamt für Umwelt, Landwirtschaft und Geologie, Referat Strahlenschutz, Dresden, Deutschland

Zusammenfassung

Die Umsetzung der Richtlinie 2013/59/EURATOM wird dem deutschen Gesetzgeber, dem Bundesumweltministerium -BMUB- um Anlass genommen werden, dass deutsche Strahlenschutzrecht zu modernisieren. Damit kommen neue Aufgaben auf die Strahlenschutzverwaltung des Freistaates Sachsen hinzu. Gegrüßt wird die Zusammenlegung von Strahlenschutz- und Röntgenverordnung in einer gemeinsamen Vorschrift. Anhand der Umsetzung des Artikels 63 der Richtlinie 2013/59/EURATOM wird die Aufgabenerweiterung der Anwendung von radioaktiven Stoffen oder Anlagen zur Erzeugung ionisierender Strahlen in der Medizin abgeschätzt.

Summary

The directive 2013/59 EURATOM must be implemented in Germany by the Federal Environment Ministry until 2018. The implementation is to modernize the law in the field of the Radiation Protection in Germany. New assignments are coming to the Saxon authorities. The implementation of Article 63 in the field of medicine will be described in more detail and the problems for the authorities in Saxony are discussed. The new tasks require additional staff.

Schlüsselwörter *Umsetzung der Richtlinie 2013/59 EURATOM, Bundesauftragsverwaltung, neue Aufgaben am Beispiel der Umsetzung von Artikel 63*

Keywords *Implementation of the Article 63 of the directive 2013/59 EURATOM, federal commission, implementation of Article 63 of the directive in the medicine*

1. Einleitung

Der Koalitionsvertrag [1] der Bundesregierung „Deutschlands Zukunft gestalten“ sieht vor, dass das Strahlenschutzrecht modernisiert wird. Inhaltliche Vorgaben ergeben sich aus der Umsetzung der Richtlinie 2013/59/EURATOM [2], die gemäß Artikel 106 der Richtlinie bis 6. Februar 2018 in nationale Recht- und Verwaltungsvorschriften umzusetzen ist.

Die o. g. Richtlinie berücksichtigt unter anderem auf der Grundlage der Veröffentlichung der internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP 103 [3]) die neuen wissenschaftlichen Erkenntnisse für den Schutz gegen die schädliche Wirkung ionisierender Strahlung und führt weitere EU Richtlinien zusammen. Weitere Punkte aus der aktuellen Rechtsprechung zum Strahlenschutz und aus Problemen vom Vollzug der Strahlenschutz- und Röntgenverordnung im Rahmen der Bundesauftragsverwaltung in den Bundesländern sollen bei der Neufassung des Strahlenschutzrechtes berücksichtigt werden. Durch die Umsetzung der Richtlinie

2013/59/Euratom in deutsches Strahlenschutzrecht werden neben der Neuordnung bisher schon geregelter Sachverhalte auch völlig neue Aufgaben für die staatliche Überwachung aufgenommen. Schwerpunkte für die Strahlenschutzverwaltung in Sachsen im Zusammenhang mit der anstehenden Novellierung des Strahlenschutzrechtes sind:

- Ablösung des § 118 der zurzeit geltenden Strahlenschutzverordnung [3] und Ablösung des nach Artikel 3 des Einigungsvertrages fortgeltenden Vorordnung über die Gewährleistung des Strahlenschutzes der früheren DDR für Sanierung der Hinterlassenschaften der Wismut GmbH [4] [5],
- neue Aufgaben bei der Überwachung der Radioaktivität in Baustoffen,
- neue Pflichten und Anordnungsbefugnisse für Behörden zur Untersuchung und angemessenen Bewältigung von radiologischen Altlastensituationen,
- die Berücksichtigung der Strahlenexposition durch Radon in Gebäuden (Wohnungen, öffentliche Gebäude, Arbeitsplätze), wobei eine Informationspflicht über Radon Schutzmaßnahmen eingeführt wird,
- die Erarbeitung von öffentlich zugänglichen Inspektionsprogrammen beim Vollzug und die Veröffentlichung der wichtigsten Erkenntnisse aus der Inspektion,
- die Einführung von Regelungen zur Detektion von kontaminierten Metallen (z. B. bei Altmetallbetrieben) einschließlich der gesetzlichen Pflicht zur Schulung von dort Tätigen,
- die umfassende Neugestaltung bei der Aufstellung von Notfallplänen im Rahmen der Strahlenschutznotfallplanung und zur Schulung dort tätigen Personen,
- die Erweiterung des Aufgabenspektrums bei der Kontrolle und der Auswertung von Problemen bei der zielgerechten Anwendung von ionisierender Strahlung in der Medizin und
- Änderungen bei den Freigrenzen und der Freigabe radioaktiver Stoffe und Herabsetzung des Grenzwertes für das Auge.

Die nationale Rechtssetzung durch ein Strahlenschutzgesetz mit den ausführenden Verordnungen wird zurzeit auf Arbeitsebene vorangetrieben. Das federführende Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Reaktorsicherheit und Bau bindet die Länder dabei in konstruktiver Weise ein. Begrüßt wird die Zusammenlegung von Strahlenschutz- und Röntgenverordnung [6] in einer gemeinsamen Vorschrift. In Bund-Länderarbeitsgruppen wurden bestimmte Sachverhalte vorab besprochen. Es ist anzunehmen, dass die Struktur der Richtlinie 2013/59 Euratom sich in dem Strahlenschutzgesetz widerspiegeln wird, so dass von folgenden drei Expositionssituationen ausgegangen werden kann:

- **Geplante** Expositionssituation (einschließlich der jetzigen Arbeiten §§ 95 ff der jetzigen StrlSchV)
- **Notfall**-Expositionssituationen und
- **Bestehende** Expositionssituationen.

Im Folgenden wird die Umsetzung von Artikel 63 der Richtlinie 2013/59/EURATOM näher besprochen. Dieser Artikel stellt neue Anforderungen beim Umgang mit Fehlern bei der Anwendung radioaktiver Stoffe oder ionisierender Strahlung in der Medizin.

2. Umsetzung von Artikel 63 der Richtlinie 2013/59 Euratom

Fehler im Bereich Medizin verteilen sich auf vier Bereiche, die sich teilweise überlappen:

- Medizinisch-therapeutisch relevante Fehler,
- Haftungsrechtlich relevante Fehler,
- Strahlenschutzrechtlich relevante Fehler und
- Medizinproduktegesetz relevante Fehler [7].

Im Folgenden wird nur auf strahlenschutzrechtlich relevante Fehler eingegangen.

Im Bericht „Unterrichtung durch die Bundesregierung Deutscher Bundestag 17. Wahlperiode Drucksache 17/770 Seite 32 ff“ [8] werden die folgenden Fehler aufgeführt:

- Verlust eine Seeds (I-125, 7 MBq) in einer Klinik,
- Exposition einer Mitarbeiterin mittels des Nutzstrahls eines Linearbeschleunigers
- Fehlbestrahlung von Patienten durch einen Linearbeschleuniger einer Klinik und
- Fehlbestrahlung eines Patienten bei der intensitätsmodulierten Radiotherapie.

Im darauffolgenden Bericht „Unterrichtung durch die Bundesregierung Deutscher Bundestag 17. Wahlperiode Drucksache 17/5170 Seite 36 ff [9] werden die folgenden Probleme aufgelistet:

- Zweimal Fehlbestrahlungen von Patienten infolge Verwechslung von Patienten
- Fehlbestrahlung eines Patienten infolge nicht durchgeführter Aktualisierung der Bestrahlungsfelder.

Die Anforderungen im Artikel 63 der Richtlinie 2013/Euratom werden deshalb als sinnvoll erachtet und müssen in ein geplantes neues Strahlenschutzgesetz oder in die darauf aufbauenden Verordnungen integriert werden:

- a) das Qualitätssicherungsprogramm bei strahlentherapeutischen Tätigkeiten muss eine Untersuchung der Risiken für unfallbedingte oder unbeabsichtigte Expositionen beinhalten
- b) das Unternehmen muss für alle medizinischen Expositionen ein geeignetes, dem radiologischen Risiko der Tätigkeit entsprechendes, System zur Aufzeichnung und Analyse von Ereignissen mit tatsächlicher oder potenzieller unfallbedingter oder unbeabsichtigter medizinischer Exposition anwenden
- c) Meldung des Unternehmens an die zuständigen Behörden über das Eintreten bedeutsamer Ereignisse, gemäß den Vorgaben der zuständigen Behörden
 - die Ergebnisse der Untersuchung solcher Ereignisse sowie die Maßnahmen zur Vermeidung solcher Ereignisse – innerhalb festgelegter Frist
 - die Errichtung von Mechanismen zur Verbreitung von Informationen zum Strahlenschutz bei medizinischen Expositionen, um die Erfahrungen mit bedeutsamen Ereignissen weiterzugeben.

3. Bisherige Verfahrensweise bei der Meldung von Fehlern auf dem Gebiet der Medizin in Sachsen für den Bereich der Strahlenschutzverordnung

In Sachsen werden in medizinischen Strahlentherapieeinrichtungen auftretende bedeutsame Vorkommnisse im Bereich der Tele- und Brachytherapie auflagenentsprechend von den Betreibern an die zuständige Aufsichtsbehörde nach § 51 Abs. 1 Satz 2 Strahlenschutzverordnung gemeldet. Die Mitteilungspflicht der Genehmigungsinhaber wird im Genehmigungsbescheid durch eine Auflage begründet.

Bei Unfällen, Störfällen und sonstigen sicherheitstechnisch-bedeutsamen Ereignissen (z. B. Fehlbestrahlungen von Patienten mit ionisierenden Strahlen) ist unverzüglich die zuständige Aufsichtsbehörde zu verständigen und eine schriftliche Mitteilung zu machen. (§ 51 Absatz 1 StrlSchV).

Eine schriftliche Mitteilung an die Behörde kann bei Fehlbestrahlungen ohne gerätetechnische Ursache unterbleiben, vorausgesetzt die im patientenbezogenen individuellen Bestrahlungsplan festgelegte Dosis im Zielvolumen wird eingehalten und die Dosis außerhalb des Zielvolumens wird unter Berücksichtigung des Behandlungszweckes weiter so niedrig wie geplant gehalten.

Auch die nicht mitgeteilten Fehlbestrahlungen sind nach den Anforderungen im Genehmigungsbescheid der zuständigen Behörde umgehend auszuwerten und Maßnahmen zur Verbesserung der Qualitätssicherung sind einzuleiten. Die Ereignisse und die abgeleiteten Qualitätssicherungsmaßnahmen sind zu dokumentieren und auf Verlangen der zuständigen Behörde vorzulegen. Diese Listen werden durch die Ärztlichen Stellen bei den einzelnen vor Ort Begehungen eingesehen und ggf. mit den dafür verantwortlichen Ärzten und Medizinphysik-Experten ausgewertet. Meldepflichtige und nicht meldepflichtige Fehlermeldungen aus den Jahren 2011 bis 2014 sind in der folgenden Tabelle zusammengefasst.

Jahr	Erfasste Vorgänge/Fehler	Fehler bei der Lagerung	Patientenverwechslung	Fehler bei der Einführung neuer Technik
2011	29	8	4	0
2012	34	20	2	1
2013	30	11	2	2
2014	20	10	0	0

Die häufigsten Fehler treten in der Routine auf. Häufige Ursache ist menschliches Fehlverhalten. Von der Strahlenschutzbehörde nicht erfasst werden ärztliche Fehler, beispielsweise falsche oder suboptimale Indikationsstellungen, kein evidenzbasiertes Behandlungsschema oder ein suboptimaler oder falscher Behandlungsplan, die überwiegend den Kategorien medizinisch-therapeutisch relevante oder haftungsrechtlich relevante Fehler zuzuordnen sind. Die Fehlermeldungen aus Sachsen weichen in der Tendenz fast nicht von den Untersuchungen anderer Institutionen ab, z. B. der Untersuchung der WHO aus dem Jahr 2008 [10].

Die Hauptkomponenten des strahlentherapeutischen Prozesses umfassen acht [11], ggf. bis zehn Schritte [10]:

- (1) die Indikationsstellung,
- (2) die Festlegungen zur Patientenlagerung,
- (3) die Tumorkonformation mit bildgebenden Verfahren,
- (4) die Zielvolumendefinition,
- (5) die Bestrahlungsplanung,
- (6) die Simulation des Bestrahlungsplanes,
- (7) die Vorbereitung, Durchführung und Verifikation der Bestrahlung und
- (8) die Nachsorge.

Die von der sächsischen Strahlenschutzbehörde erfassten Meldungen sind ausschließlich den Komponenten 5 - 7 zuzuordnen. Es wird eingeschätzt, dass ein Drittel der in Sachsen ermittelten Fehler in einem noch zu schaffenden bundesweiten Register erfasst werden müssen. Es sollten aber nur solche Fehler erfasst werden, wo ein Lerneffekt für andere Einrichtungen erwartet wird. Zwei Drittel der erfassten Fehler sind beinahe Unfälle oder Fehler mit geringen Auswirkungen, die nach den in Sachsen geltenden Vorschriften in der Einrichtung besprochen und bei den zweijährlichen Begehungen durch die Ärztliche Stelle ausgewertet werden. Das Auftreten von Fehlern erfolgt in den meisten Fällen im ersten Drittel einer Strahlentherapie Serie und können soweit diese entdeckt werden, im Rahmen des Gesamtbehandlungsplanes noch korrigiert werden. Falls ärztliches und medizinphysikalisches Sachwissen bei der Einstufung eines Ereignisses gefordert wird, muss ggf. die Ärztliche Stelle nach dem bisherigen § 83 StrlSchV eine Expertise einbringen. Durch die erwartete Umsetzung des Artikels 63 e der Richtlinie 59/2013 EURATOM wird der Arbeitsaufwand durch die Bewertungen der Meldungen, Rückfragen, Einbeziehung von Fachärzten und Medizinphysik-Experten steigen.

4. Risikoanalyse

Die komplizierten und vernetzten einzelnen Schritte bzw. die oben angegebenen Hauptkomponenten haben potenzielle Risiken, die durch eine prospektive Risikoanalyse reduziert werden können. In Artikel 63 Buchstabe b) der Richtlinie 59/2013 Euratom wird dies gefordert. Diese Forderungen beruhen unter anderem auf dem Report „Radiation Protection report 181, “Guidelines on a risk analysis of accidental and unintended exposures in radiotherapy (AC-CIRAD)” [12]. Dabei kommt es darauf an, dass das Risikopotential der einzelnen Hauptkomponenten [11] oder Therapieketten [10] entsprechend der relevanten Arbeitsabläufe der eigenen Abteilung näher analysiert und bei Situationen mit einer erwarteten hohen Fehlerhäufigkeit entsprechende Maßnahmen in den SOP (Arbeitsanleitungen) eingeleitet werden. Die Moderation des Brainstormings für die Analyse in den einzelnen Abteilungen können die Ärztlichen Stellen nach § 83 StrlSchV übernehmen. Schon jetzt wird eine solche Risikoanalyse durch die Qualitätsmanagement- Richtlinie zur vertragsärztlichen Versorgung in der letzten Änderung vom 23.01.2014 für entsprechende Einrichtungen aller Fachrichtungen erforderlich [13] oder sind ein Teil der Zertifizierung führender Qualitätsmanagementsysteme nach der Norm ISO 9001 [16]. Beispiele finden sich in den Veröffentlichungen [14][15]. Wie diese Maßnahmen durch das federführende Bundesministerium im Strahlenschutzgesetz oder den Verordnungen umgesetzt werden, ist noch unklar. Es wird ein Mehraufwand für die zuständigen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden erwartet. Weiterbildungsmaßnahmen auf dem Gebiet der Risikoanalyse sind sowohl für die Anwender in der Medizin als auch für die Genehmigungsbehörden notwendig.

5. Danksagung

Die Autoren möchten Frau Dipl.-Phys. Andrea Sperrhacke und Herrn Dipl.-Phys. Hadi Alborzi vom Sächsischen Landesamt für Umwelt, Landwirtschaft und Geologie für die Erfassung der gemeldeten Fehler in der Strahlentherapie und für die Diskussion des Manuskriptes Dank sagen.

6. Literaturverzeichnis

- [1] <https://www.cdu.de/sites/default/files/media/dokumente/koalitionsvertrag.pdf>
- [2] RICHTLINIE 2013/59/EURATOM DES RATES vom 5. Dezember 2013, Amtsblatt der Europäischen Union, 07.01.2014
- [3] Strahlenschutzverordnung -StrlSchV- vom 20. Juli 2001 (BGBl. I S. 1714; 2002 I S. 1459), die zuletzt durch Artikel 5 der Verordnung vom 27. April 2016 (BGBl. I S. 980) geändert worden ist
- [4] Verordnung über die Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz vom 11. Oktober 1984 (GBl. I Nr. 30 S. 348; Ber. GBl. I 1987 Nr. 18 S. 196) nebst Durchführungsbestimmung (DDR Recht nach Artikel 3 des Einigungsvertrages fortgeltend)
- [5] Anordnung zur Gewährleistung des Strahlenschutzes bei Halden und industriellen Absetzanlagen und bei der Verwendung darin abgelagerter Materialien vom 17. November 1980 (GBl. I Nr. 34 S. 347) (DDR Recht nach Artikel 3 des Einigungsvertrages fortgeltend)

- [6] Röntgenverordnung in der Fassung der Bekanntmachung vom 30. April 2003 (BGBl. I S. 604), die zuletzt durch Artikel 6 der Verordnung vom 11. Dezember 2014 (BGBl. I S. 2010) geändert worden ist
- [7] edizinproduktegesetz in der Fassung der Bekanntmachung vom 7. August 2002 (BGBl. I S. 3146), das zuletzt durch Artikel 278 der Verordnung vom 31. August 2015 (BGBl. I S. 1474) geändert worden ist
- [8] <http://dipbt.bundestag.de/dip21/btd/17/007/1700770.pdf>
- [9] <http://dip21.bundestag.de/dip21/btd/17/051/1705170.pdf>
- [10] WHO, "Radiotherapy risk profile: Technical manual" 2008, Genf, World Health Organization, http://www.who.int/entity/patientsafety/activities/technical/radiotherapy_risk_profile.pdf
- [11] Physikalisch-technische Qualitätssicherung in der Strahlentherapie – Vorschläge zur Prüfung des gesamten Behandlungssystems, Empfehlung der Strahlenschutzkommission, Verabschiedet in der 241. Sitzung der SSK am 28./29.04.2010, Veröffentlicht im BAnz Nr. 66 vom 29.04.2011, S. 1563
- [12] EC Radiation Protection report 181, "Guidelines on a risk analysis of accidental and unintended exposures in radiotherapy (ACCIRAD)", Luxemburg Accirad DRAFT10, 26.04.2013: Patient Safety in external beam Radiotherapy – European Guidelines on Risk Assessment and Analysis of adverse events and near misses, 2013, <https://ec.europa.eu/energy/sites/ener/files/documents/RP181.pdf> and supplement
- [13] GBA, Richtlinie des Gemeinsamen Bundesausschusses über grundsätzliche Anforderungen an ein einrichtungsinternes Qualitätsmanagement für die an der vertragsärztlichen Versorgung teilnehmenden Ärzte, Psychotherapeuten und medizinischen Versorgungszentren (Qualitätsmanagement-Richtlinie vertragsärztliche Versorgung – ÄQM-RL), 23.01.2014
- [14] Risikomanagement in einer strahlentherapeutischen Gemeinschaftspraxis, Holger Wirtz und Matthias Zehe, Medizintechnik 5/2015, TÜV Media S. 177 ff
- [15] <http://www.iq-network.de/risk-management/>

DER BERUFLICHE STRAHLENSCHUTZ IM NEUEN STRAHLENSCHUTZRECHT

J. Junkersfeld¹⁾, R. Stegemann¹⁾

¹⁾Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit, RS II 3 -
Bundesaufsicht im Strahlenschutz, Bonn, Deutschland

Anfang 2014 ist die europäische Richtlinie 2013/59/Euratom in Kraft getreten, die innerhalb von vier Jahren in das deutsche Recht umzusetzen ist. Dies soll genutzt werden das Strahlenschutzrecht zu modernisieren und dabei praxistauglich zu verbessern und vollzugsfreundlicher zu gestalten. Die Richtlinie 2013/59/Euratom wird dazu durch ein Strahlenschutzgesetz und weitere Regelungen auf Verordnungsebene in das deutsche Recht eingehen. Dabei werden das Strahlenschutzvorsorgegesetz, die bisherige Strahlenschutzverordnung und die Röntgenverordnung abgelöst.

In diesem Vortrag werden die neuen Regelungen zum Strahlenschutz bei beruflichen Expositionen mit den bestehenden Regelungen verglichen und die Hintergründe der Neuregelungen beleuchtet. Dabei wird auch auf die neuen Anforderungen an den Schutz bei beruflichen Expositionen in bestehenden Expositionssituationen (z. B. Radon, Altlasten) und in Notfallexpositionssituationen eingegangen. Des Weiteren werden die Regelungen zur Organisation des betrieblichen Strahlenschutzes vorgestellt, bei denen eines der Ziele die Stärkung der betrieblichen Stellung der Strahlenschutzbeauftragten ist.

AUSWIRKUNGEN DES NEUEN STRAHLENSCHUTZGESETZES AUF DAS STRAHLENSCHUTZREGISTER UND DIE BERUFLICHE STRAHLENÜBERWACHUNG

EFFECTS OF THE NEW RADIATION PROTECTION ACT ON THE RADIATION PROTECTION REGISTER AND THE MONITORING OF OCCUPATIONAL RADIATION EXPOSURE

G. Frasch¹⁾

¹⁾Bundesamt für Strahlenschutz, Deutschland

Zusammenfassung

Die Umsetzung der RICHTLINIE 2013/59/EURATOM (EURATOM-Grundnormen) erfolgt über das neue Strahlenschutzgesetz und bringt bei der Überwachung beruflich strahlenüberwachter Personen u.a. zwei wesentliche Neuerungen bzw. Änderungen:

- *Einführung eines eindeutigen Personenkennzeichens,*
- *Aktualisierung der beruflichen Tätigkeitskategorien.*

Beide erfordern technische und organisatorische Umstellungen bei der Datenübermittlung der Genehmigungsinhaber an die Messstellen und das Strahlenschutzregister.

Summary

The implementation of DIRECTIVE 2013/59 / EURATOM (EURATOM Basic Safety Standards) is via the new radiation protection law and brings in the monitoring of occupational radiation among others two significant new features and changes:

- *Introduction of a unique personal identifier,*
- *update of the occupational categories.*

Both require technical and organizational changes in the data transmission of the licensees to the dosimetry services and the radiation protection register.

Schlüsselworte Strahlenschutzgesetz, Strahlenschutzregister

Keywords Radiation protection act, central dose register

1. Einleitung

Die Umsetzung der RICHTLINIE 2013/59/EURATOM ("EURATOM-Grundnormen") erfolgt gegenwärtig durch die Schaffung eines "Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzgesetz – StrlSchG)". Das Gesetz wird einige Neuerungen und Änderungen bei der Überwachung der beruflich strahlenüberwachten Personen bringen, die in der Einführungsphase erhebliche technische und organisatorische Auswirkungen auf die Datenübermittlung der Betriebe an die Messstellen und das Strahlenschutzregister haben werden. Die wichtigsten Änderungen werden die Einführung eines eindeutigen Personenkennzeichens und die Aktualisierung der beruflichen Tätigkeitskategorien bringen.

2. Einführung eines eindeutigen Personenkennzeichens

In den meisten europäischen Ländern wird eine beruflich strahlenüberwachte Person über ein nationales Personenkennzeichen oder die Sozialversicherungsnummer erfasst. Daher ist diese Forderung der EURATOM-Richtlinie in den meisten EU-Staaten auch kein Problem. In Deutschland ist dies dagegen nicht erlaubt, obwohl gerade in Deutschland wegen der Überwachung der Berufslebensdosis und der großen Zahl an überwachten Personen eine eindeutige und über das Berufsleben konstante Personenidentifikation besonders wichtig wäre. Für die berufliche Strahlenüberwachung darf das Strahlenschutzregister lediglich Personalien wie Name, Vorname, Geburtsdatum sowie einige weitere personenbeschreibende Angaben erfassen und speichern, die aber häufig unvollständig oder fehlerhaft sind. Das BfS begrüßt deshalb die bindende Forderung der EURATOM-Grundnormen ein eindeutiges Personenkennzeichen zu verwenden, weil dies vielen beruflich strahlenüberwachten Personen deutlich mehr Sicherheit bei der korrekten Zusammenführung ihrer Personendosen gibt. Allerdings ist die Einführung eines solchen Personenkennzeichens in Deutschland rechtlich, technisch und organisatorisch alles andere als einfach. Gerade in der Einführungsphase wird es mit einigem Aufwand für alle an der Strahlenüberwachung Beteiligten verbunden sein.

Das BMUB beabsichtigt in Absprache mit dem Bundesministerium für Arbeit und Soziales (BMAS) eine eindeutige Strahlenschutzregisternummer ("SSR-Nummer") auf der Basis der Sozialversicherungsnummer einzuführen, wobei letztere jedoch verschlüsselt ist. Ein Konzept, wie diese Verschlüsselung erfolgen soll und wie die eindeutige Strahlenschutzregisternummer ("SSR-Nummer") zu den Beteiligten gelangt und in das Überwachungssystem eingepflegt werden soll, wird gegenwärtig im BfS erarbeitet, wobei ein enger Dialog mit den Dosismessstellen und anderen Beteiligten besteht. Zu den rechtlichen, technischen und organisatorischen Fragen sind neben dem BMUB und dem BMAS auch der Bundesbeauftragte für den Datenschutz und das Bundesamt für Sicherheit in der Informationstechnik einbezogen.

3. Aktualisierung der berufliche Tätigkeitskategorien

Eine weitere Änderung betrifft die Aktualisierung der beruflichen Tätigkeitskategorien. Alle beruflich strahlenüberwachten Personen arbeiten auf den Gebieten der Medizin, Industrie, Kerntechnik und Brennstoffkreislauf, Forschung und Entwicklung oder an Arbeitsplätzen mit Expositionen aus natürlichen Quellen, etc.. Sie üben Tätigkeiten aus, mit denen charakteristische Strahlenexpositionen einhergehen und für die spezifische, tätigkeitsbezogene Strahlenschutzmaßnahmen erforderlich sind. Diese Tätigkeiten sind in einer Kategorienliste aufgeschlüsselt. Sie werden personenbezogen erhoben und sind für das Strahlenschutzregister eine entscheidende Informationsquelle für die Analyse und Bewertung der beruflichen Strahlenexposition.

Die Liste der in Deutschland verwendeten beruflichen Tätigkeitskategorien stammt aus den siebziger Jahren des vergangenen Jahrhunderts und wurde seit damals nie aktualisiert. Sie trägt der technologischen Entwicklung nicht Rechnung und weicht zum Teil erheblich von den Kategorien ab, die in vielen europäischen Ländern üblich sind, bzw. die von UNSCEAR bei den weltweiten Erhebungen zu beruflichen Strahlenexposition verwendet werden. Da die deutschen Tätigkeitskategorien außerdem nicht immer trennscharf formuliert sind, nicht erläutert werden und vor allem früher wenig benutzerfreundlich erhoben wurden, ist ihre Akzeptanz vor allem bei Betrieben aus den Bereichen Medizin und Industrie eher schlecht und viele Angaben fehlen.

Im Zuge der Einführung des neuen Strahlenschutzgesetzes werden die beruflichen Tätigkeitskategorien überprüft, ergänzt, begrifflich präzisiert und erläutert. Ziel ist eine weitgehende Harmonisierung mit den "Work Categories", die UNSCEAR zukünftig für die Erhebungen zur beruflichen Strahlenexposition verwendet. Damit soll eine bessere internationale Vergleichbarkeit statistischer Auswertungen ermöglicht und Mehrarbeit bei der Bereitstellung von Daten zur beruflichen Strahlenexposition für UNSCEAR vermieden werden.

In die Überarbeitung der beruflichen Tätigkeitskategorien sind die Messstellen einbezogen und fachkundige Unterstützung von Stakeholdern ist willkommen. Wichtig ist hier das Augenmaß für ein "so viel wie nötig" zu wahren: die Liste der Kategorien soll benutzerfreundlich sein um vollständige Angaben zu erhalten, hinreichend detailliert und trennscharf um tätigkeitsbezogene Unterschiede zu beschreiben und den beruflichen Alltag trotz eines begrenzten dosimetrischen Auflösungsvermögens (kumulierte Monatsdosen) valide wiedergeben.

4. Rechtliche Umsetzung und Betroffene

Im Zuge der Einführung des Strahlenschutzgesetzes werden auch untergesetzliche Regelwerke, insbesondere zu, Richtlinien und Formatanforderungen für die Datenübermittlung an das Strahlenschutzregister überarbeitet.

Unmittelbar betroffen sind von den genannten Änderungen alle, die im Rahmen der amtlichen beruflichen Strahlenüberwachung personenbezogene Angaben bereitstellen, weitergeben und verarbeiten, d.h. die Strahlenschutzbeauftragten der Genehmigungsinhaber, behördlich bestimmte Messstellen, Registrierbehörden der Länder für Strahlenpässe und das Strahlenschutzregister.

MUSTERGENEHMIGUNG ZUR ORTSVERÄNDERLICHEN VERWENDUNG UND LAGERUNG RADIOAKTIVER STOFFE IM RAHMEN DER ZERSTÖRUNGSFREIEN MATERIALPRÜFUNG

LICENCE TEMPLATE FOR MOBILE HANDLING AND STORAGE OF RADIOACTIVE SUBSTANCES FOR THE NONDESTRUCTIVE TESTING OF MATERIALS

A. Lange¹⁾, W. Huhn²⁾, J. Schumann³⁾

¹⁾Niedersächsisches Ministerium für Umwelt, Energie und Klimaschutz

²⁾ehemals Ministerium für Arbeit, Integration und Soziales des Landes NRW

³⁾Landesamt für Arbeitsschutz, Gesundheitsschutz und technische Sicherheit Berlin

Zusammenfassung

Zum ortsveränderlichen Betrieb von Röntgeneinrichtungen und zum ortsveränderlichen Umgang mit radioaktiven Stoffen hat der Fachausschuss „Strahlenschutz“ und der Länderausschuss „Röntgenverordnung“ eine Arbeitsgruppe zur Erarbeitung von Mustergenehmigungen eingesetzt. Bisher sind die folgenden Mustergenehmigungen verabschiedet worden:

- *Ortsveränderlicher Betrieb einer Röntgeneinrichtung im Rahmen der technischen Radiographie zur Grobstrukturanalyse in der Werkstoffprüfung*
- *Ortsveränderlicher Betrieb eines handgehaltenen Röntgenfluoreszenzgerätes*
- *Ortsveränderlicher Betrieb eines Röntgenblitzgerätes*
- *Betrieb einer Röntgeneinrichtung zur Teleradiologie*

Die Mustergenehmigung „Ortsveränderliche Verwendung und Lagerung radioaktiver Stoffe im Rahmen der zerstörungsfreien Materialprüfung“ steht zur Veröffentlichung an. Zurzeit wird die Mustergenehmigung „Tätigkeiten in fremden Anlagen und Einrichtungen“ überarbeitet. Mit der Mustergenehmigung „Ortsveränderliche Verwendung und Lagerung radioaktiver Stoffe im Rahmen der zerstörungsfreien Materialprüfung“ werden der rechtliche Rahmen und die Arbeitsergebnisse der Arbeitsgruppe dargestellt.

Summary

The Technical Committee „Radiation Protection“ (Fachausschuss „Strahlenschutz“) and the Länder Committee „X-ray ordinance“ (Länderausschuss „Röntgenverordnung“) have appointed a working group for the formulation of licence templates for the nationwide use of x-ray equipment or handling of radioactive substances.

To date, the following licence templates have been adopted:

- *Mobile operation of x-ray equipment under technical radiography to the coarse structural analysis in material testing*
- *Mobile operation of a handheld x-ray fluorescence system*
- *Mobile operation of a flash x-ray system*
- *Operation of an x-ray system for teleradiology*

The licence template „Mobile handling and storage of radioactive substances for the nondestructive testing of materials“ is scheduled for publication. The licence template „Practices in external facilities and installations“ is currently being revised. The licence template „Mobile handling and storage of radioactive substances for the nondestructive testing

of materials“ is used as an example to demonstrate the legal framework and the results of the working group.

Schlüsselwörter Genehmigung, Strahlenschutz, ortsveränderlicher Betrieb

Keywords licence, radiation protection, mobile operation

1. Einleitung

Zu Entscheidungen nach der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) und der Röntgenverordnung (RöV), deren Wirkung über den Zuständigkeitsbereich eines Landes hinausgeht, wurden in Entschlüssen Verfahrensweisen festgelegt, die für alle Länder bindend sind:

Betroffene Fallgruppen:

- Genehmigungen gem. § 7 Abs. 1 StrlSchV betreffend den ortsveränderlichen Umgang mit radioaktiven Stoffen. Die Einsatzorte müssen bei Erteilung der Genehmigung zwangsläufig noch nicht festgelegt sein (z. B. ortsveränderliche Einsatz von radioaktiven Strahlenquellen für die zerstörungsfreie Prüfung an Materialkonstruktionen). Diese berühren in der Regel den Zuständigkeitsbereich von mehreren Genehmigungsbehörden.
- Eine gem. § 15 Abs. 1 StrlSchV genehmigungsbedürftige Beschäftigung kann in fremden Anlagen oder Einrichtungen an mehreren Orten erfolgen.

Die Genehmigungen werden in der Regel mit folgenden Auflagen verbunden:

- Der Genehmigungsinhaber hat die für den Umgangsort zuständige Aufsichtsbehörde in der Regel zwei Arbeitstage (alle Tage außer gesetzliche Feiertage, Sonntage und Samstage) vor Beginn des Umgangs zu unterrichten. Für bestimmte Fallgruppen kann in Abstimmung mit der für den Umgangsort zuständigen Aufsichtsbehörde die vorherige Unterrichtung innerhalb einer anderen Frist erfolgen oder gänzlich unterbleiben.
- Der Genehmigungsinhaber hat eine Ausfertigung oder beglaubigte Kopie der Genehmigung an den Einsatzorten mitzuführen.

Anknüpfungspunkte für die Verbandskompetenz bei länderübergreifenden Genehmigungen sind in der nachfolgenden Reihenfolge:

1. Sitz des Antragstellers
2. Beim Fehlen eines Sitzes im Geltungsbereich der Strahlenschutz- oder der Röntgenverordnung ist auf die im Handelsregister gem. §§ 13d bis 13g Handelsgesetzbuch eingetragene Zweigniederlassung im Geltungsbereich der Strahlenschutzverordnung, an der die genehmigungspflichtige Tätigkeit im Inland beginnen soll, und in Ermangelung einer solchen auf den Ort, an dem die genehmigungspflichtige Tätigkeit im Inland beginnen soll, abzustellen.
3. Schließt ein ortsveränderlicher Umgang einen von einer Genehmigung erfassten ortsfesten Umgang mit ein und ist der Vorgang insgesamt als Einheit aufzufassen, so ist als Anknüpfungspunkt der Ort des ortsfesten Umgangs maßgeblich.

Vor der Erteilung einer länderübergreifenden Genehmigung werden die übrigen betroffenen Länder beteiligt, es sei denn eine Mustergenehmigung ist vorgegeben.

Die Entschließungen zu Entscheidungen nach der Strahlenschutz- bzw. Röntgenverordnung sind als Rundschreiben des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit mit Datum vom 08.12.2003 bzw. 14.09.2010 bekanntgegeben worden.

2. Überarbeitungsbedarf an bestehenden Mustergenehmigungen

Es besteht folgender Überarbeitungsbedarf:

- Anpassung an die novellierte Strahlenschutzverordnung von 20.07.2001
- Berücksichtigung des Gesetzes zur Kontrolle hochradioaktiver Strahlenquellen vom 12.08.2005
- Anpassung an die Verordnung zur Änderung strahlenschutzrechtlicher Verordnungen vom 04.10.2011
- Änderungen der Verordnung über die innerstaatliche und grenzüberschreitende Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße, mit Eisenbahnen und auf Binnengewässern
- Berücksichtigung der geänderten Richtlinien und Normen (z. B. Normenreihe DIN 54115: Zerstörungsfreie Prüfung - Strahlenschutzregeln für die technische Anwendung umschlossener radioaktiver Stoffe)
- Bewertung des INES-Ereignisses „Overexposure of an industrial radiographer“, veröffentlicht am 18.11.2013 auf der Internetseite www-news.iaea.org

3. Status der Mustergenehmigungen

Der aktuelle Bearbeitungsstand der Mustergenehmigungen stellt sich wie folgt dar:

Röntgenverordnung				
Bezeichnung des Betriebs/des Umgangs	Veröffentlicht/verabschiedet als	Fundstelle	Status/Revisionsbedarf	Bemerkungen
Ortsveränderlicher Betrieb einer Röntgeneinrichtung im Rahmen der technischen Radiographie zur Grobstrukturanalyse in der Werkstoffprüfung	Mustergenehmigung, Bearbeitungshinweise	GMBI. 7/2014 S. 150	aktuell	
Ortsveränderlicher Betrieb eines handgehaltenen Röntgenfluoreszenzgerätes	Mustergenehmigung, Bearbeitungshinweise	GMBI. 7/2014 S. 150	aktuell	
Ortsveränderlicher Betrieb eines Röntgenblitzgerätes	Mustergenehmigung, Bearbeitungshinweise	GMBI. 7/2014 S. 150	aktuell	
Betrieb einer Röntgeneinrichtung zur Teledradiologie	Mustergenehmigung, Liste Antragsunterlagen	GMBI. 6/2014 S. 125	aktuell	
Miet- und Vorführgeräte	Musterauflagen	51. Sitzung des LA	aktuell	Überführung in Muster-

		RöV vom 17.03.2004 (TOP 15)		genehmigung geplant
Ortsveränderlicher Betrieb einer Röntgeneinrichtung in der Tiermedizin				Verabschie- dung auf der FAS Sitzung im November 2016 oder Mai 2017 geplant
Strahlenschutzverordnung				
Ortsveränderliche Verwendung und Lagerung radioaktiver Stoffe im Rahmen der zerstörungsfreien Materialprüfung	Muster- genehmigung, Bearbeitungs- hinweise	GMBL. 6/1992 S. 120	Anpassung novellierte StrlSchV	Überarbeitung abgeschlossen, Veröffentli- chung steht kurz bevor
Beförderung radioaktiver Stoffe für Durchstrahl- ungsprüfungen im Rahmen der zerstörungsfreien Materialprüfung	Muster- genehmigung	GMBL. 21/1978 S. 334	Anpassung novellierte StrlSchV	Neufassung in Bearbeitung
Merkblatt für die Beförderung radioaktiver Stoffe für Durchstrahl- ungsprüfungen im Rahmen der zerstörungsfreien Materialprüfung	Merkblatt	GMBL. 2/1982 S. 22	Anpassung Änderung GGVSEB	Neufassung in Bearbeitung
Genehmigung für genehmigungspflichtige Tätigkeiten in fremden Anlagen oder Einrich- tungen	Muster- genehmigung	GMBL. 33/1990 S. 848	Anpassung novellierte StrlSchV	Neufassung in Bearbeitung, Verabschie- dung auf der FAS Sitzung im November 2016 geplant
Umgang mit sonstigen radioaktiven Stoffen nach § 7 StrlSchV im Rahmen der Demontage medizi- nischer Beschleuniger	Muster- genehmigung, Erläuterungen	GMBL. 42/2014 S. 891	aktuell	
Probetrieb von Vorrichtungen mit umschlossenen radio- aktiven Strahlern („Vorführgenehmigung“)	Musterauflagen	FAS 04/1989 (TOP 6)	Anpassung novellierte StrlSchV	Überprüfung geplant

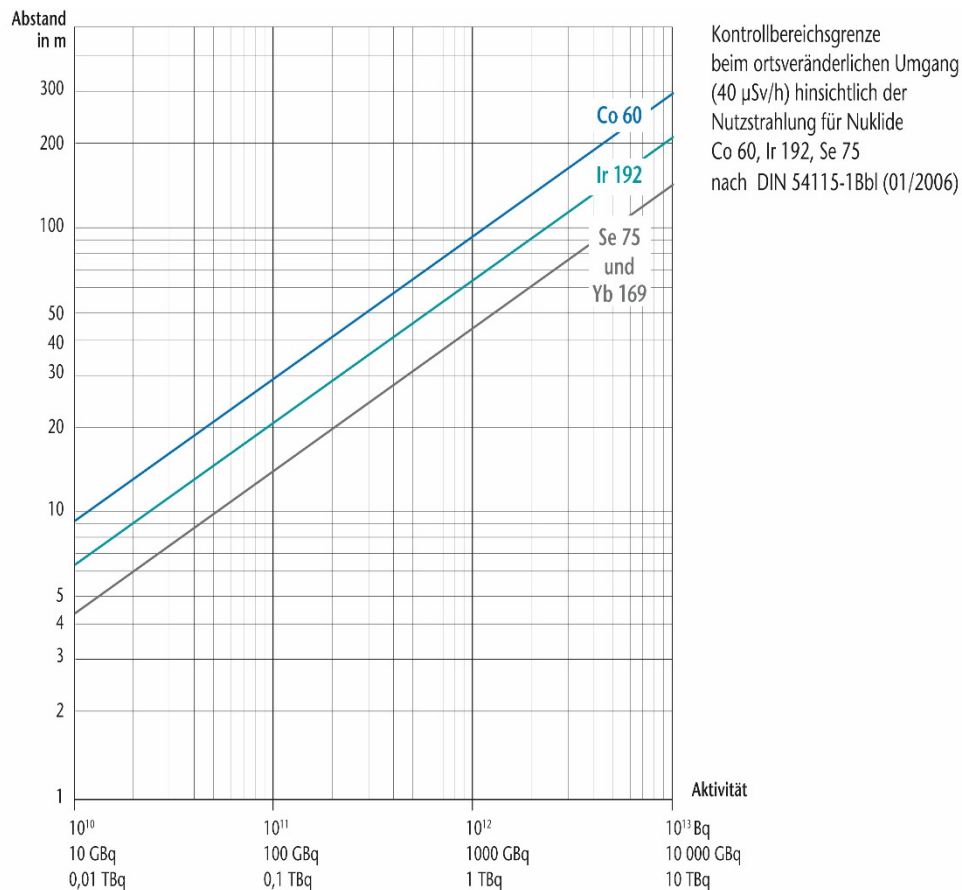
4. Änderungen an der Mustergenehmigung „Ortsveränderliche Verwendung und Lagerung radioaktiver Stoffe im Rahmen der zerstörungsfreien Materialprüfung“

Die vorgenommenen Änderungen an der Mustergenehmigung „Ortsveränderliche Verwendung und Lagerung radioaktiver Stoffe im Rahmen der zerstörungsfreien Materialprüfung“ werden im Folgenden dargestellt:

Aufgrund der Änderung der Anlage XI Teil B Nr. 3 StrlSchV durch die Streichung der Worte „oder in abgereicherter Form“ ist abgereichertes Uran seit dem 01.11.2011 genehmigungspflichtig. Im Tenor der Genehmigung zur ortsveränderlichen Verwendung und Lagerung radioaktiver Stoffe im Rahmen der zerstörungsfreien Materialprüfung ist daher zusätzlich zu den Strahlenquellen der Umgang mit abgereichertem Uran in der Abschirmung der Geräte aufzuführen.

Die Auflagen der o. g. Mustergenehmigung wurden wie folgt überarbeitet:

- Am Einsatzort muss mindestens ein weiterer Mitarbeiter des Genehmigungsinhabers mit den erforderlichen Kenntnissen im Strahlenschutz ständig anwesend sein. Die entsprechende Forderung ist auch in der Mustergenehmigung zur technischen Radiographie zur Grobstrukturanalyse in der Werkstoffprüfung enthalten. Da Auftraggeber und Auftragnehmer gleichermaßen Pflichten zur Einhaltung der öffentlich-rechtlichen Arbeitsschutzvorschriften, zu denen auch die Strahlenschutzverordnung gehört haben, können keine Mitarbeiter von Leiharbeitsfirmen eingesetzt werden. Weitere Erläuterungen zum Direktionsrecht werden in dem Hinweisblatt zur Mustergenehmigung gemäß § 20 StrlSchV gegeben (GMBI. 33/1990 S. 848).
- Der Kontrollbereich ist so abzugrenzen, dass außerhalb der Abgrenzung keine höhere Ortsdosisleistung als 40 $\mu\text{Sv/h}$ auftreten kann. Dabei muss sichergestellt sein, dass an der Kontrollbereichsgrenze keine höhere Wochendosis als 120 μSv zu erwarten ist.



- Mitteilungen über besondere Vorkommnisse, insbesondere nach den §§ 51 und 71 StrlSchV sind an die Aufsichtsbehörde des Firmensitzes und zusätzlich an die für den Einsatzort zuständige Aufsichtsbehörde zu richten. Dasselbe gilt, wenn aufgrund des Zustandes der Geräte für die Gammaradiographie ein Verlust oder eine Beschädigung der Strahlenquelle nicht ausgeschlossen werden kann. Als besondere Vorkommnis ist weiterhin anzusehen, wenn eine grenzwertübersteigende Strahlenexposition von Personen zu besorgen ist.
- Zur Vorbereitung und Unterstützung von Notfallmaßnahmen sind am Einsatzort mindestens folgende Ausrüstungsgegenstände vorzuhalten: Greifwerkzeug (z. B. Tiegelflange, ca. 1 m Länge), Schneidwerkzeug, geeignetes Abschirmmaterial (z. B. Bleiplatten, Bleisäcke). Zusätzlich muss am ständigen Lagerort der Geräte für die Gammaradiographie ein Aufbewahrungsbehälter bereitstehen.
- Die nach § 66 Abs. 2 StrlSchV erforderliche Wartung ist jährlich vornehmen zu lassen und hat sich auf jedes Gerät für die Gammaradiographie einschließlich aller verwendeten Strahlerhalter, Blenden (Kollimatoren) und strahlerführenden Teile des Gerätezubehörs zu erstrecken.
- Die Blenden sind so zu kennzeichnen, dass ihre Abschirmwirkung erkennbar ist.
- Die Geräte für die Gammaradiographie einschließlich aller verwendeten Strahlerhalter, Blenden (Kollimatoren) und strahlerführenden Teile des Gerätezubehörs sind alle drei Jahre von einem behördlich bestimmten Sachverständigen nach § 66 Abs. 1 StrlSchV auf seine sicherheitstechnische Funktion, Sicherheit und Strahlenschutz überprüfen zu lassen.

- Das Mitführen des Sachverständigenberichtes kann entfallen, wenn am Gerät deutlich die nächste Sachverständigenprüfung z. B. durch eine Plakette oder Stempelung erkennbar ist (s. DIN 54115-6).

Bei der Überarbeitung der noch ausstehenden Mustergenehmigungen werden die in diesem Beitrag aufgeführten Arbeitsergebnisse berücksichtigt.

UMSETZUNG VON NORMEN IN EINEM FORSCHUNGSINSTITUT – SICHERE AUFBEWAHRUNG UND LAGERUNG RADIOAKTIVER STOFFE NACH DIN 25422

IMPLEMENTATION OF STANDARDS AT A RESEARCH INSTITUTE - STORAGE AND KEEPING OF RADIOACTIVE MATERIALS FOLLOWING DIN 25422

T. Köble¹⁾, U. Weinand¹⁾

¹⁾Fraunhofer-INT, Euskirchen, Deutschland

Zusammenfassung

Die sichere Lagerung radioaktiver Stoffe hat aktuell durch die allgegenwärtige Terrorgefahr nochmals an Gewicht gewonnen. Behörden und Betreiber sind daher gemeinsam dazu aufgefordert, die Aufbewahrung und Lagerung radioaktiver Stoffe, soweit erforderlich, entsprechend den gestiegenen Sicherheitsanforderungen zu verbessern. Die verschiedenen Möglichkeiten, wie die durch die DIN 25422 gegebenen Anforderungen bezüglich Brand- und Diebstahlschutz umgesetzt werden können, wurden für die an einem Forschungsinstitut vorhandenen radioaktiven Stoffe und deren Aufbewahrungs- und Lagerorte ermittelt und die erforderlichen Maßnahmen mit der Behörde abgestimmt. Hierbei wird auch auf die Probleme bei der Umsetzung, die sich aus der herausfordernden Kombination von Anforderungen aus den Bereichen Strahlenschutz, Brandschutz und Diebstahlschutz ergeben, eingegangen. Die Aufbewahrung und Lagerung radioaktiver Stoffe, insbesondere solcher mit hoher Aktivität, muss hohen Anforderungen an die Sicherheit genügen und beständig den gestiegenen Anforderungen angepasst werden.

Summary

The secure storage and keeping of radioactive materials is increasingly important especially in times of a growing threat by terrorists. Authorities and users are jointly recommended to adapt the storage and keeping of radioactive materials to increasing security requirements. Here the different possibilities to fulfil the requirements regarding fire prevention and theft prevention which in Germany are set by DIN 25422 were determined for the radioactive materials and their storage and keeping places present in a research institute. The required measures were then agreed about with the relevant authority. Difficulties which are occurring due to the demanding combination of requirements out of the areas of radiation protection, fire prevention, and theft prevention are discussed. The storage and keeping of radioactive materials especially such of high activity requires a high level of security which must be continuously adapted to rising requirements.

Schlüsselwörter Lagerung, Aufbewahrung, radioaktive Stoffe

Keywords storage, keeping, radioactive materials

1. Einleitung

Die sichere Lagerung radioaktiver Stoffe hat aktuell durch die allgegenwärtige Terrorgefahr und die Befürchtung, dass radioaktive Stoffe in einer Sprengvorrichtung als Beiladung verwendet werden könnten, nochmals an Gewicht gewonnen. Behörden und Betreiber sind

daher gemeinsam dazu aufgefordert, die Aufbewahrung und Lagerung radioaktiver Stoffe, soweit erforderlich, entsprechend den gestiegenen Sicherheitsanforderungen zu verbessern. Die Anforderungen, die durch die DIN 25422 gegeben sind, müssen für die vorhandenen radioaktiven Stoffe und deren Aufbewahrungs- und Lagerorte ermittelt und die erforderlichen Maßnahmen mit der Behörde abgestimmt werden. Die Norm stellt Anforderungen an den Brand- und Diebstahlschutz. Diese Anforderungen gelten für die Aufbewahrungseinrichtung und für den Aufstellungsraum. Aus der für die gegebene Situation ermittelten zulässigen Aufbewahrung und der Aktivitätsklasse ergeben sich verschiedene Kombinationen von Brandschutz- und Diebstahlschutzklassen für die Aufbewahrungseinrichtung und für den Aufstellungsraum. Am Beispiel eines Forschungsinstituts werden die Folgerungen aus der DIN 25422, die Auswahl der Maßnahmen und deren Umsetzung vorgestellt. Die Aufbewahrung und Lagerung radioaktiver Stoffe, insbesondere solcher mit hoher Aktivität, muss hohen Anforderungen an die Sicherheit genügen und beständig den gestiegenen Anforderungen angepasst werden.

2. Grundlagen

Die Anforderung an die sichere Lagerung radioaktiver Stoffe sind in Deutschland in der DIN 25422 „Aufbewahrung und Lagerung radioaktiver Stoffe – Anforderungen an Aufbewahrungseinrichtungen und deren Aufstellungsräume zum Strahlen-, Brand- und Diebstahlschutz“ beschrieben [1]. Diese Norm basiert u.a. auf den Vorgaben, die im IAEA Implementing Guide „Security of Radioactive Sources“ gemacht werden [2].

Zum Anwendungsbereich sagt die Norm: Diese Norm ist auf die Lagerung bzw. Aufbewahrung sonstiger radioaktiver Stoffe nach § 2 Atomgesetz (AtG) anzuwenden. Sie gilt auch für kerntechnische Anlagen und Einrichtungen nach den §§ 6, 7 und 9 AtG. Die Norm ist nicht anzuwenden auf die Endlagerung radioaktiver Stoffe.

2.1 Systematik

Wie im Titel gesagt, kümmert sich die DIN 25422 um Strahlen-, Brand- und Diebstahlschutz, wobei zum Strahlenschutz nur sehr allgemeine Aussagen gemacht werden. Der wesentliche Inhalt der Norm bezieht sich auf den Brand- und Diebstahlschutz.

Strahlenquellen werden nach ihrer Aktivitätsklasse klassifiziert (siehe Tab. 1). Hierbei werden vier Aktivitätsklassen betrachtet, die nach Vielfachen der Freigrenzen definiert werden. Diese Klassifizierung unterscheidet sich von der Klassifizierung der Sicherheit von Strahlenquellen für die „security“ der IAEA, die nach D-Werten klassifiziert.

Tab. 1: Aktivitätsklassen

Aktivitätsklasse	Aktivität (in Anzahl der Freigrenzen ¹⁾)
1	$1 - 10^4$
2	$10^4 - 10^7$
3	$10^7 - 10^{10}$
4	$> 10^{10}$

¹⁾ Freigrenze nach StrSchV, Anlage III, Tabelle 1, Spalte 2

Wenn mehrere Stoffe aufbewahrt oder gelagert werden gilt die Summenformel.

Die Anforderungen an den Brand- und Diebstahlschutz richten sich sodann neben der Aktivitätsklasse nach der Art der zulässigen Aufbewahrung. Beispiele für zulässige Aufbewahrungen sind Bleiburgen, Transportbehälter, Strahlenschutztresore aus Blei oder aus Beton oder Bestrahlungseinrichtungen.

Brand- und Diebstahlschutz können entweder an der Aufbewahrungseinrichtung oder am Aufstellungsraum vorgenommen werden oder an beiden. In der Regel sind mehrere verschiedene Kombinationen möglich.

Für den Behälter gibt es nur eine Brandschutzklasse (BB), diese ist bei Behältern vom Typ B und Typ C, wie sie in den IAEA Safety Standards [3] definiert sind, automatisch erfüllt. Für den Aufstellungsraum gibt es drei Brandschutzklassen, die im Wesentlichen T30, T90 und T120 entsprechen.

Der Schwerpunkt der DIN 25422 liegt auf den Regelungen zum Diebstahlschutz. Im Gegensatz zum Brandschutz, der auch über andere Regelungen erfasst wird, z.B. über die geforderte Kooperation mit der Feuerwehr bei der vorbeugenden Brandbekämpfung, wird der notwendige Diebstahlschutz detailliert in dieser DIN geregelt.

2.2 Relevante Anforderungen der DIN 25422 für das Forschungsinstitut

Die relevanten Anforderungen für die im Folgenden für das Forschungsinstitut in Frage kommenden Diebstahlschutzklassen für Behälter sind in Tab. 2 aufgeführt.

Tab. 2: Mindestanforderungen der Diebstahlschutzklassen für behälterartige Aufbewahrungseinrichtungen, soweit sie für das Forschungsinstitut in Frage kommen

Diebstahl-schutzklassen (Auszug)	Mindestanforderungen (gekürzt)
DB1	Abschließbarer Metallbehälter oder Metallschrank mit Zuhaltungs- oder Zylinderschloss. Der Behälter bzw. Schrank muss gegen Wegnahme geschützt sein. Profilzylinder nach DIN 18252. Schutzbeschläge mit Sicherheitsanforderungen nach DIN 18257.
DB2	Wertschutzschrank nach DIN EN 1143-1, mindestens Grad 0. Der Wertschutzschrank ist nach Herstellerangaben zu befestigen.
EMA	Einbruchmeldeanlage (EMA) entsprechend der Richtlinie KPK/VdS, Anforderungen an EMA mindestens nach Klasse B oder Klasse C und zusätzlich nach DIN VDE 0833-1 (VDE 0833-1) und DIN VDE 0833-3 (VDE 0833-3), Grad 3 oder Grad 4.

Die relevanten Anforderungen für die im Folgenden für das Forschungsinstitut in Frage kommenden Diebstahlschutzklassen für Räume sind in Tab. 3 aufgeführt. Während sich die Diebstahlschutzklassen DR1, DR2 und DR3 nur auf die Widerstandfähigkeit der Türen, Wände, Fenster und sonstigen Durchbrüche beziehen, erfordern die Diebstahlschutzklassen DR4 und DR5 generell zusätzlich eine Einbruchmeldeanlage sowie zwei hintereinanderliegende Türen. Eine Einbruchmeldeanlage wird jedoch auch bei vielen zulässigen Aufbewahrungen bei den Diebstahlschutzklassen für Aufstellungsräume explizit

verlangt. Die Abgrenzung zwischen den verschiedenen Anforderungen ist dabei nicht immer ganz klar.

Tab. 3: Mindestanforderungen der Diebstahlschutzklassen für Aufstellungsräume, soweit sie für das Forschungsinstitut in Frage kommen

Diebstahl- schutz- klasse (Auszug)	Mindestanforderung (gekürzt)
DR1	- Einbruchhemmende Zugangstüren nach DIN EN 1627, Widerstandsklasse RC 2 mit Profilzylinder nach DIN 18252 Angriffswiderstandsklasse 1 bzw. entsprechende elektronische Schliesssysteme oder entsprechend mit zertifizierten Aufhebelsperren aufgewertet. - Fenster, Lichtkuppeln, Wände, Böden, Keller- oder Lüftungsschächte ...
DR2	- Einbruchhemmende Zugangstüren nach DIN EN 1627, Widerstandsklasse RC 3 mit Profilzylinder nach DIN 18252 Angriffswiderstandsklasse 2 ... - Fenster, Lichtkuppeln, Wände, Böden, Keller- oder Lüftungsschächte ...
DR4	Anforderungen wie DR2 und zusätzlich Zugang durch zwei hintereinander angeordnete Türen: Innere Tür entsprechend DR2, zusätzlich eine äußere Tür (leichte Bauweise) mit Scharfschalteinrichtung für die Einbruchmeldeanlage und Überwachung auf Öffnung, Verschluss und Durchbruch. Zusätzlich Einbruchmeldeanlage zur Überwachung des Aufstellungsraumes.
EMA	Einbruchmeldeanlage (EMA) entsprechend der Richtlinie KPK/VdS, Anforderungen an EMA nach Klasse C und zusätzlich nach DIN VDE 0833-1 (VDE 0833-1) und DIN VDE 0833-3 (VDE 0833-3), Grad 4.

3. Anwendung der Norm im Forschungsinstitut

In Zeiten der zunehmenden Bedrohung durch den internationalen Terrorismus gewinnt die sichere Lagerung von radioaktiven Stoffen zunehmend an Bedeutung. Gerade radioaktive Stoffe mit höherer Aktivität könnten generell von Terroristen missbraucht werden.

Im Forschungsinstitut werden umschlossene radioaktive Quellen für Untersuchungen von Eigenschaften von Strahlungsdetektoren, zur Forschung an den Nachweismöglichkeiten für radioaktive und nukleare Stoffe sowie zur Untersuchung der Strahlenempfindlichkeit von elektronischen und optoelektronischen Komponenten verwendet.

Im Zusammenhang mit der Sicherung radioaktiver Stoffe spielen besonders die Quellen höherer Aktivität eine Rolle und hier besonders die sogenannten Hochradioaktiven Strahlenquellen (HRQ). HRQs fallen überwiegend in die Aktivitätsklassen 3 und 4, wobei die Definition von HRQs nicht mit der unteren Grenze der Aktivitätsklasse 3 bei 10^7 Freigrenzen übereinstimmt.

Im Forschungsinstitut werden radioaktive Stoffe in vier verschiedenen Bereichen gelagert. Bei zwei Bereichen handelt es sich um Bestrahlungsräume mit Co-60 Quellen, die in ihren Abschirmbehältern bei Nicht-Verwendung auch gelagert werden. Beide Quellen fallen in die Aktivitätsklasse 3, daher kommt Tabelle 8 der DIN 25422 zur Anwendung. Innerhalb von Aktivitätsklasse 3 stellt sich nun die Frage, um welche „zulässige Aufbewahrung“ es sich handelt. Es kommen hier prinzipiell zwei der bei Aktivitätsklasse 3 aufgeführten zulässigen Aufbewahrungen in Betracht.

Tab. 4: In Frage kommende Diebstahlschutzklassen für die Aufbewahrungseinrichtung

Zulässige Aufbewahrung	Diebstahlschutzklasse	
	Aufbewahrungseinrichtung	Aufstellungsraum
3. Transportbehälter	-	DR4
	feste Verankerung	DR1 + EMA
	DB2 + EMA	-
5. Bestrahlungseinrichtung, fest verankert, in Gebäuden	DB1	DR1 + EMA
	fernbedienbar	DR2
	fernbedienbar	DR1 + EMA

Bei den Behältern handelt es sich um Behälter mit sogenanntem „spezial form“ Zertifikat, die mit einem Zylinderschloss verschlossen werden. Der Behälter erfüllt daher die Brandschutzklasse BB und im Prinzip auch die Diebstahlschutzklasse DB1. Da es sich um fensterlose Räume mit dicken Abschirmwänden handelt, ist für den Diebstahlschutz des Aufstellungsraums nur die Tür zu betrachten.

Die Behörde ist der Auffassung, dass es sich hier um die zulässige Aufbewahrung 3. Transportbehälter, handelt. Beim Brandschutz haben wir uns für BR2, beim Diebstahlschutz für DR2 + EMA entschieden. Zusätzlich muss noch eine feste Verankerung der Abschirmbehälter herbeigeführt werden, obwohl die Wegnahme bei einem Gewicht von über 200 kg sowieso schon recht schwierig ist.

Beim dritten Bereich handelt es sich um einen Lagerraum für radioaktive Isotope. In diesem sind mehrere Bleitresore, die gemeinsam in Beton eingegossen sind, sowie ein Neutronentresor mit besonders dicker Abschirmung und einige Abschirm- und Transportbehälter mit Quellen. Auch hier kommen prinzipiell mehrere zulässige Aufbewahrungen innerhalb von Aktivitätsklasse 3 in Betracht.

Tab. 5: In Frage kommende Diebstahlschutzklassen für die Aufbewahrungseinrichtungen

Zulässige Aufbewahrung	Diebstahlschutzklasse	
	Aufbewahrungseinrichtung	Aufstellungsraum
1. Strahlenschutztresore mit Betonabschirmung	-	DR4
	feste Verankerung	DR1 + EMA
3. Transportbehälter	DB2 + EMA	-
4. Strahlenschutztresore mit Bleiabschirmung		
13. Lagerraum (statt Aufstellungsraum)	-	DR2 + EMA
	-	DR4

Nach Auffassung der Behörde handelt es sich um die zulässige Aufbewahrung 1. oder 4. Die Brandschutzforderung lässt sich durch BR2 erfüllen, was für den fensterlosen Raum mit massiven Wänden bedeutet, dass eine T90 Tür eingebaut werden muss. Die Forderungen des Diebstahlschutzes erfordern DR1 + EMA sowie eine feste Verankerung oder DR2 + EMA für einen Lagerraum. DR4 würde zwei hintereinanderliegende Türen erfordern, was räumlich kaum machbar ist. Da die Tresore und die Abschirmbehälter keine Wertschutzschränke sind, ist die Diebstahlschutzklasse DB2 für die Behälter nicht erfüllt und DB2 + EMA kommt nicht in Frage. Daher haben wir uns für den Diebstahlschutz für DR2 + EMA entschieden.

Beim vierten Bereich handelt es sich um einen massiv mit Beton abgeschirmten Bestrahlungsraum, in dem mehrere D-T Neutronengeneratoren betrieben und aufbewahrt werden. Die Tritium-Aktivität liegt jedoch nur in Aktivitätsklasse, daher kommt hier Tabelle 6 der DIN 25422 zur Anwendung. Die Anforderungen sind hier naturgemäß sehr viel niedriger als bei Aktivitätsklasse 3 (siehe Tab. 6).

Tab. 6: In Frage kommende Diebstahlschutzklassen für die Aufbewahrungseinrichtung

Zulässige Aufbewahrung	Diebstahlschutzklasse	
	Aufbewahrungseinrichtung	Aufstellungsraum
9. Bestrahlungseinrichtungen in Gebäuden	DB1	-
	-	DR1

Für den Brandschutz werden hier keine Anforderungen gestellt. Da die Röhre des Neutronengenerators keine Anforderungen an den Diebstahlschutz erfüllt, muss hier der Diebstahlschutz für den Aufstellungsraum erfüllt werden, also DR1.

4. Ausblick

Die Umsetzung der Norm DIN 25422 an einem kleinen Forschungsinstitut ist aufwändig und erfordert viel Zeit. Erforderliche Änderungen im Bestand sind nur schwer zu realisieren, insbesondere die räumlichen Möglichkeiten sind oft sehr begrenzt. Firmen, die sich sowohl im Strahlenschutz als auch im Brand- und Diebstahlschutz auskennen, sind selten. Außerdem sind die erforderlichen Arbeiten in den Kontrollbereichen nur schwer in den laufenden Betrieb zu integrieren und erfordern von den ausführenden Firmen ein hohes Maß an Flexibilität. Dennoch ist der zusätzliche Gewinn an Sicherheit gerade in der derzeitigen Gesamtsicherheitslage sicherlich einiges an Aufwand wert, gerade wenn man berücksichtigt, dass jede gedachte terroristische Verwendung einer entwendeten Strahlenquelle für den gesamten Bereich der technischen und industriellen, möglicherweise sogar der medizinischen Anwendung radioaktiver Stoffe unabsehbare Auswirkungen haben würde.

5. Literaturverzeichnis

- [1] DIN 25422:2013-06: Aufbewahrung und Lagerung radioaktiver Stoffe – Anforderungen an Aufbewahrungseinrichtungen und deren Aufstellungsräume zum Strahlen-, Brand- und Diebstahlschutz, DIN, 2013
- [2] IAEA Implementing Guide, Nuclear Security Series No. 11: Security of Radioactive Sources, IAEA, 2009
- [3] IAEA Safety Standards No. TS-R-1: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material

SICHERHEIT UND SICHERUNG RADIOAKTIVER STRAHLENQUELLEN IN DEUTSCHLAND

R. Czarwinski¹⁾, R. Dollan¹⁾, U. Häusler¹⁾

¹⁾Bundesamt für Strahlenschutz, Berlin, Deutschland

Die Sicherheit und Sicherung radioaktiver Strahlenquellen bleibt auch nach dem Nuclear Security Summit in Washington DC im März 2016 ein Top-Thema - nicht nur für Deutschland. Insbesondere nach den Terroranschlägen in Frankreich und Belgien, bei denen im Rahmen der Ermittlungen auch Spuren zum Kernforschungszentrum in Mol führten, ist die Gefahr, die von radioaktivem Material in den Händen von Terroristen ausgeht, wieder verstärkt in den Fokus der Öffentlichkeit geraten. Das Bemühen um eine bessere Sicherung radioaktiver Strahlenquellen darf daher auch zukünftig nicht nachlassen.

In Deutschland werden etwa 10.000 hochradioaktive Strahlenquellen (HRQ) regelmäßig genutzt und pro Jahr knapp 20.000 Meldungen zu Besitzänderungen von HRQ an das HRQ-Register übermittelt, u.a. über den Import und Export von HRQ. Diese rechtlich vorgeschriebene Registrierung ermöglicht eine umfassende Überwachung von HRQ in Deutschland. Jedoch auch Strahlenquellen, die keine HRQ sind, und dadurch nicht der besonderen Überwachung unterliegen, stellen ein Gefährdungspotential dar.

Die Präsentation wird das Ergebnis einer Analyse der in Deutschland aufgetretenen besonderen Vorkommnisse hinsichtlich Sicherheit und insbesondere Sicherung vorstellen. Die besondere Gefährdung von Mensch und Umwelt durch Cäsiumchlorid-Strahlenquellen, darunter auch solche mit geringerer Aktivität, wird am Beispiel eines erst kürzlich aufgetretenen internationalen Vorfalls dargestellt.

Mit der Umsetzung der Richtlinie 2013/59/Euratom werden u.a. die IAEA- Kategorien für Strahlenquellen in Europa eingeführt. Die sich dadurch ergebenden Änderungen werden anhand des Datenbestandes im HRQ-Register erläutert und deren Einfluss auf die Überwachungspraxis bewertet.

Abschließend werden Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit und Sicherung von Strahlenquellen, z.B. alternative Technologien, diskutiert.

„WIE WENIG IST WENIG GENUG?“ ODER DIE GRENZEN DER OPTIMIERUNG

“HOW SMALL IS SMALL ENOUGH?“ OR THE LIMITS OF OPTIMIZATION

R. Michel¹⁾

¹⁾Institut für Radioökologie und Strahlenschutz, Leibniz Universität Hannover, Deutschland

Zusammenfassung

Um eine Diskussion zur Begründung von Grenz-, Richt- und Referenzwerten sowie zur Begrenzung der Optimierung anzustoßen, werden in diesem Beitrag die verschiedenen Strahlenexpositionen und Expositionssituationen unter diesen Aspekten betrachtet. Es werden die damit verbundenen Probleme aufgezeigt und für die Grenze der Optimierung der Vorschlag einer trivialen Jahresdosis (de minimis) von 0,1 mSv gemacht. Die besondere Bedeutung von Aufklärung und Vorbereitung der Gesellschaft auf den Prozess der Optimierung in bestehenden und Notfallexpositionssituationen wird betont.

Summary

In order to kick-off a discussion of the reasons underlying the limits and reference values in radiation protection, the different types of exposures and exposure situations are discussed under these aspects. Arising problems are identified and a proposal for a trivial (de minimis) annual dose of 0,1 mSv is made. The outstanding importance of educating and preparing society for the process of optimization in existing and emergency exposure situations is emphasized.

Schlüsselwörter Strahlenexpositionen, Expositionssituationen, Optimierung, tolerable und akzeptable Risiken, Grenz- und Referenzwerte, de minimis,

Keywords radiation exposures, exposure situations, optimization, tolerable and acceptable risks, limits and reference values, de minimis

1. Einleitung

Die Ziele des Strahlenschutzes sind die Vermeidung deterministischer Schäden und die Verringerung des Risikos stochastischer Schäden auf ein so niedriges Niveau, wie es vernünftiger Weise unter Berücksichtigung gesellschaftlicher und ökonomischer Aspekte erreichbar ist (ALARA). Mit den Strahlenschutzgrundsätzen, der Rechtfertigung von Tätigkeiten, der Optimierung des Schutzes und der Begrenzung der Exposition, können diese Ziele erreicht werden. Deterministische Schäden können vermieden werden. Aber auch unterhalb von Grenz, Richt- und Referenzwerte verbleibt ein hypothetisches Risiko. Damit wird der Grundsatz der Optimierung unter der vorsorglichen Annahme des LNT-Modells zum zentralen Thema des Strahlenschutzes. Allerdings ist die Frage nach dem Ende der Optimierung (de minimis) nicht beantwortet und es gibt auch es keine plausiblen Begründungen für die Festlegung von Grenz, Richt- und Referenzwerten. Diese offenen Fragestellungen sind Gegenstand dieses Beitrags, in dem ich Vorschläge als Grundlage für eine dringend erforderliche Diskussion mache. Dabei sind alle Arten von Strahlenexpositionen in allen Expositionssituationen (geplanten, bestehenden und Notfall) zu betrachten: die berufliche Exposition, die Exposition der Bevölkerung aus der Summe von Tätigkeiten, die medizinische Exposition und die Exposition zwecks nicht-medizinischer Bildgebung.

Mit der Einführung von Bandbreiten von Referenzwerten in bestehenden und Notfallexpositionssituationen hat die ICRP 103 [1] eine neue Situation geschaffen, die für die Optimierung des Schutzes große Herausforderungen darstellt. Referenzwerte sind keine Grenzwerte sondern Werte, deren Überschreitung als unangemessen betrachtet wird. Ziel der Optimierung ist jeweils die Expositionen so nahe wie möglich an die unteren Werte dieser Bandbreiten zu bringen. Versucht man die Rationale dieser Bandbreiten zu ergründen, stellt man fest, dass eine Begründung nicht gegeben wird. Dies trifft auch auf die Grenzwerte zu. Auch in ICRP 60 [2] findet man keine Begründung der Grenzwerte der beruflichen Strahlenexposition.

ICRP 26 [3] gab es letztmalig eine Begründung der Grenzwerte für die berufliche Strahlenexposition. Dort wurden die Grenzwerte so festgelegt, dass die Arbeitsplätze im Vergleich zu Arbeitsunfällen sicher waren. Diese Begründung gilt nicht mehr, da die berufsbedingten Unfälle als Folge der Sicherheitskultur dramatisch gesunken sind; zwischen 1985 und 2010 um einen Faktor 3. Für die Optimierung gibt es nur ALARA (as low as reasonably achievable) unter Berücksichtigung sozialer und ökonomischer Aspekte. Wie aber sieht das Ende der Optimierung (*de minimis*) aus?

2. Optimierung, Begrenzung und das Risiko

Die Frage nach der Grenze der Optimierung des Strahlenschutzes ist die Frage nach einem akzeptablen Risiko. Ist ein Risiko akzeptabel, wenn es die natürlichen Risiken nicht erkennbar verändert oder nur dann, wenn ein reales, potentielles oder hypothetisches Risiko nach gesellschaftlicher Übereinkunft als akzeptabel bezeichnet wird? Diesen Fragen geht der Beitrag nach in der Überzeugung, dass der Strahlenschutz dringend klare Begründungen für Grenz- und Referenzwerte benötigt. Diese Begründungen müssen auch die Optimierung des Schutzes abdecken. Dazu gehört eine Diskussion um tolerable und akzeptable, reale und hypothetische Risiken und damit um die Grenzen der Optimierung. Nur wenn eine solche Diskussion zu einem gemeinsamen Standpunkt führt, kann man ihn in der gesellschaftlichen Diskussion vertreten.

Die Notwendigkeit der Optimierung ergibt sich aus der vorsorglichen Annahme des LNT-Modells und den daraus berechneten Risiken. Dabei ist zu berücksichtigen, dass die Risiken stochastischer Effekte nur in epidemiologischen Studien erkennbar sind, nicht aber für eine individuelle Erkrankung. Unterhalb von 100 mSv können auch epidemiologische Studien Risiken nicht mehr erkennen, wenn die hypothetischen Risiken auch biologisch plausibel sind. Zur Beurteilung des Risikos ist die gesamte natürliche und anthropogene Strahlenexposition zu betrachten. Dabei ist festzuhalten, dass es keine kleinen Strahlendosen gibt! Der Mensch akkumuliert im Laufe seines Lebens Dosen von weit mehr als 100 mSv. Für viele Menschen liegt die natürliche Strahlenexposition bereits im Alter von 10 Jahren bei 100 mSv. Wir müssen auch davon ausgehen, dass einige Prozent der spontanen Krebsinzidenz in der natürlichen Strahlenexposition ihre Ursache haben. Vor diesem Hintergrund stellen sich die folgenden Fragen, die ich persönlich alle mit ja beantworten würde: Ist eine Exposition nicht relevant (= akzeptabel oder *de minimis*),

- wenn sie klein ist gegenüber der natürlichen Strahlenexposition?
- wenn das dadurch bedingte Risiko klein genug ist?
- wenn sie das spontane Risiko in epidemiologischen Studien nicht erkennbar verändert?

Das Problem mit dem Risiko ist allerdings, dass jeder diese Fragen anders beantwortet als Folge unterschiedlicher Verständnisse und Wahrnehmungen von Risiko in der Gesellschaft und

individueller und selektiver Risikoakzeptanz durch den Einzelnen und unterschiedliche Gruppen [4]. In derzeit laufenden Diskussionen zeichnet sich ein mögliches System als sinnvoll ab, in dem tolerable und akzeptable Risiken in einem Ampelmodell unterschieden werden. Ein roter Bereich nicht tolerierbarer Risiken wird von einem grünen Bereich akzeptabler Risiken durch einen gelben Bereich getrennt. Im gelben Bereich ist Optimierung erforderlich.

Ein solches Ampelmodell des Risikos wurde erfolgreich vom Ausschuss für Gefahrstoffe für das Risikokonzept für krebserzeugende Stoffe am Arbeitsplatz benutzt [5,6]. Ein Toleranzrisiko entsprechend dem Grenzwert trennt den roten vom gelben Bereich. Ein Akzeptanzrisiko trennt gelb von grün und entspricht einer trivialen Dosis (*de minimis*). Allerdings haben wir derzeit keinen gesellschaftlichen Konsens zu den möglichen Werten für tolerable und akzeptable Risiken.

3. Optimierung in geplanten Expositionssituationen

In geplanten Expositionssituationen hat sich der Grundsatz der Optimierung sowohl bei der beruflichen als auch bei der medizinischen Strahlenexposition bewährt. Die **berufliche Strahlenexposition** ist in Bezug auf die Optimierung bei geplanten (und bestehenden) Expositionssituationen überwiegend eine Erfolgsgeschichte. Sowohl die mittleren Individualdosen als auch die Kollektivdosen haben sich in den letzten Jahrzehnten aufgrund des Minimierungsgebots deutlich verringert [7]. Dabei bleibt in einzelnen Anwendungsgebieten, z.B. beim fliegenden Personal und bei NORM-Arbeitsplätzen, sicher noch Raum für Verbesserung.

Auch die **medizinische Exposition** ist im Hinblick auf die Optimierung gut aufgestellt, wenn auch die praktische Realisierung des ALARA-Prinzips eine never-ending Story ist. Es gibt klare Kriterien für die medizinische Strahlenexposition, die eine rationale Optimierung erlauben. In der Diagnostik gibt es die grundsätzliche Rechtfertigung von Verfahren und im Einzelfall die rechtfertigende Indikation. Das Kriterium ist: So wenig Dosis wie möglich; so viel Dosis wie erforderlich für die diagnostische Aussage. Das Kriterium für die Therapie ist fast gleichlautend: So wenig Dosis für das gesunde Gewebe wie möglich; so viel Dosis wie für den Therapiezweck erforderlich. Und ein abschließender wesentlicher Grundsatz für die Diagnostik: Vermeide überflüssige Untersuchungen mit ionisierender Strahlung!

Eine alte Art der Strahlenexposition wurde in den EU Grundnormen [8] zum Thema des Strahlenschutzes gemacht: die **Exposition zwecks nichtmedizinischer Bildgebung**. Wie in einer Empfehlung der SSK [9] ausgeführt, ist diese Art der Strahlenexposition in erster Linie eine Frage der Rechtfertigung. Als Kriterium für die Optimierung nach erfolgter Rechtfertigung gilt hier: So wenig Dosis wie möglich; so viel Dosis wie für die gewünschte Aussage erforderlich. Und: vermeide überflüssige Untersuchungen mit ionisierender Strahlung.

Bleibt die **Exposition der Bevölkerung**, für die in geplanten Expositionssituationen ein Grenzwert oder Richtwert von 1 mSv pro Jahr für Expositionen aus den bisherigen Tätigkeiten bzw. Arbeiten gilt. Für das 1 mSv pro Jahr Kriterium gab es historisch zwei Begründungsansätze: zum einen über eine triviale Dosis, zum anderen über einen Vergleich mit der natürlichen Strahlenexposition.

Lässt man die unbeantwortete gesellschaftliche Frage nach dem akzeptablen Risiko beiseite, erscheint mir das Kriterium sinnvoll, dass die zusätzliche Exposition einer repräsentativen Person klein sein soll gegenüber der Schwankungsbreite der natürlichen

Strahlenexposition. Das bedeutet, dass das absolute Risiko nicht merklich verändert wird. Die Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenexposition wird von UNSCEAR weltweit mit 1 mSv pro Jahr – 10 mSv pro Jahr angegeben. In Deutschland liegt der 95%-Überdeckungsbereich bei 1 mSv pro Jahr – 5 mSv pro Jahr [10]. Da 1 ist kleiner als 10 erscheint der Grenz- bzw. Richtwert von 1 mSv pro Jahr vernünftig und akzeptabel. Dies gilt auch vor dem Hintergrund des ungeklärten Problems der Dosiskonversionskoeffizienten für Radon in Häusern.

Bleibt die Frage nach den *de minimis*. Dymke [11] hat die beiden vorgenannten Ansätze auch im Hinblick auf die Festlegung von Freigrenzen benutzt. Er ging von einem akzeptablen jährlichen Sterberisiko im Bereich von 10^{-7} – 10^{-6} bzw. von einem akzeptablen Schwankungsbereich der Strahlenexposition von einem bis einigen Prozent der natürlichen Strahlenexposition aus und erhielt so Werte einer trivialen Jahresdosis (*de minimis*) von ~ 10 – $100 \mu\text{Sv}$.

Historisch wurde die triviale Jahresdosis im Strahlenschutzregelwerk durch die Festlegung von Freigabewerten beantwortet: einige $10 \mu\text{Sv}$. Diese Werte sind für künstliche Radionuklide in geplanten Expositionssituationen durchaus praktikabel. Für natürliche Radionuklide sind sie es nicht. Hier erscheint ein Abschneidekriterium (*de minimis*) von $0,1 \text{ mSv}$ pro Jahr vernünftiger. Dieses Abschneidekriterium ist im Einklang mit der SSK-Empfehlung [9] zur „Umsetzung des Dosisgrenzwertes für Einzelpersonen der Bevölkerung für die Summe der Expositionen aus allen zugelassenen Tätigkeiten“. $0,1 \text{ mSv}$ pro Jahr gehen im Rauschen des multifaktoriellen Geschehens der natürlichen Strahlenexposition vollständig unter.

Es mag Fälle geben, wo es aus wissenschaftlichen Gründen interessant ist, beliebig kleine Dosen auszurechnen. Für den Strahlenschutz sind sie nicht relevant. $0,1 \text{ mSv}$ ist 10% der Strahlenexposition, die ein Kind bereits auf die Welt bringt. Es ist 1 % der Strahlenexposition, die das Kind nach 10 Jahren hat. Man schweige von älteren Semestern. Ein Ende der Optimierung bei $0,1 \text{ mSv}$ pro Jahr bewirkt rechnerisch ein hypothetisches mittleres Todesrisiko von 5×10^{-6} pro Jahr, weit unter den sonstigen realen Risiken des Lebens und unerkennbar selbst in riesigen epidemiologischen Studien.

4. Optimierung in bestehenden und Notfallexpositionssituationen

In diesen Expositionssituationen wird hier nur die **Exposition der Bevölkerung** betrachtet. Die berufliche Exposition bei bestehenden Situationen ist eine geplante Expositionssituation. Die Behandlung der beruflichen Exposition im Notfall würde den Rahmen dieses Beitrages sprengen. Gemäß ICRP 103 [1] gibt es für bestehende und Notfallexpositionssituationen Bandbreiten von Referenzwerten, bei denen eine Überschreitung derer oberen Werte als unangemessen betrachtet wird. Im Notfall wird ein Bereich von Referenzwerten für die effektive Dosis im ersten Jahr von 20 mSv bis 100 mSv empfohlen; für bestehende Expositionssituationen empfiehlt die ICRP einen Bereich von Referenzwerten für die jährliche effektive Dosis von 1 mSv bis 20 mSv . Die ICRP betont die Bedeutung der Optimierung in bestehenden und Notfallexpositionssituationen mit dem Ziel jeweils für die Exposition der repräsentativen Person den jeweiligen unteren Referenzwert anzustreben.

In bestehende Expositionssituationen mit natürlichen Radionukliden hat sich Methodik der Berechnungsgrundlagen Bergbau [12] im Hinblick auf die Exposition der Bevölkerung bei der WISMUT und anderswo bewährt. Ein Richtwert von 1 mSv pro Jahr wird akzeptiert und ist gleich dem unteren Referenzwert nach ICRP 103 [1] für bestehende Expositionssituationen.

Obwohl wir in Deutschland für künstliche Radionuklide keine wirklichen Erfahrungen mit bestehenden Expositionssituationen haben, ist ein solcher Richtwert auch für künstliche Radionuklide in bestehenden Expositionssituationen sinnvoll. In der gleichen Argumentationslinie wie für geplante Expositionssituationen kann auch hier der Vorschlag für ein praktikables und akzeptables Abschneidekriterium (*de minimis*) von 0,1 mSv pro Jahr für eine erwachsene repräsentative Person gemacht werden. Da bei den hier angesprochenen Dosen immer die Dosen für die repräsentative Person gemeint sind, ist dieses Vorgehen sogar konservativ [13].

Im Notfall bedeutet die Optimierung die Durchführung sinnvoller Notfallmaßnahmen zur Vermeidung deterministischer Effekte, zur Reduzierung der Schilddrüsendosis und zur Reduzierung des allgemeinen stochastischen Risikos. Die Beendigung des Notfalls und der Übergang in eine bestehende Situation stellt das eigentliche Problem dar, das weder in der Folge des Unfalls von Tschernobyl noch nach dem Unfall von Fukushima angemessen gelöst wurde. Nach der akuten Phase eines Unfalls und nach Abklingen der kurzlebigen Radionuklide sollten Notfallmaßnahmen und damit die Notfallexpositionssituation beendet werden, wenn die erwartete effektive Dosis eines Jahres kleiner als 20 mSv ist. Ein solcher Übergang in eine bestehende Expositionssituation erlaubt dann eine weitere, sinnvolle und mit den Betroffenen abgestimmte Optimierung mit dem möglichen Ziel, langfristig den unteren Wert des Bereichs der Referenzwerte von 1 mSv pro Jahr zu erreichen. Dieser Wert kann gleichzeitig als Richtwert angesehen werden.

Die Optimierung des Schutzes im Notfall und in bestehenden Expositionssituationen erfordert eine zeitliche und räumliche Anpassung von aktuellen Referenzwerten mit den Startpunkten der Obergrenze der jeweiligen Referenzwerte. Dies stellt ein ungeheures Kommunikationsproblem dar und kann nur im offenen Dialog mit den Betroffenen gelöst werden.

Die Information der Bevölkerung über die Rationale eines solchen Regelwerks muss zeitlich vor einem solchen Ereignis stattfinden. Ansonsten wird man das Vertrauen der Bevölkerung im Ereignisfall verlieren. Die Situation in der UDSSR und ihren Nachfolgestaaten nach dem Unfall von Tschernobyl und in Japan nach dem Unfall von Fukushima können als abschreckende Beispiele für misslungene Kommunikation herangezogen werden. Die Absenkung von „temporal permissible levels“ und Grenzwerten verstand niemand. Im allgemeinen Verständnis trennt ein Grenzwert „sicher“ von „unsicher“! Wie kann dann heute etwas unsicher sein, was gestern sicher war?

5. Schlussfolgerung

Im Ergebnis ist festzustellen, dass die Empfehlungen der ICRP zu Grenz- und Referenzwerten nicht begründet sind. Grenz-, Richt- und Referenzwerte können nicht aus der Wissenschaft heraus begründet werden; die Wissenschaft kann lediglich die Konsequenzen solcher Setzungen aufzeigen. Sie ergeben sich durch Bewertung und sollten in gesellschaftlichem Diskurs als Konsens erarbeitet werden. Ein Konsens dazu liegt in unserer Gesellschaft nicht vor.

In Bezug auf die Begrenzung der Optimierung wird hier für die Strahlenexposition der Bevölkerung in geplanten Expositionssituationen eine vernachlässigbare Jahresdosis (*de minimis*) von einigen 10 μ Sv für künstliche Radionuklide und 0,1 mSv für natürliche Radionuklide vorgeschlagen. In Notfall- und bestehenden Expositionssituationen, in denen von

den oberen Referenzwerten von 100 mSv im ersten Jahr bzw. 20 mSv pro Jahr ausgegangen und die Optimierung durchgeführt wird. Das Prinzip der Optimierung führt dann notwendigerweise aus einer Notfall- in eine bestehende Expositionssituation, für die als Richtwert der untere Referenzwert nach ICRP 103 [1] von 1 mSv pro Jahr angesetzt werden kann. Als vernachlässigbare Jahresdosis (*de minimis*) ist auch hier 0,1 mSv sinnvoll. Die Durchführung der Optimierung in bestehenden und Notfallexpositionssituationen ist ein jedoch schwieriger gesellschaftlicher Prozess, für dessen Vorbereitung es der Aufklärung der Bevölkerung und eines gesellschaftlichen Diskurses mit dem Ziel einer angstfreien, risikokompetenten Gesellschaft bedarf.

6. Literaturverzeichnis

- [1] ICRP (2007) ICRP Publication 103, Ann. ICRP 37 (2-4).
- [2] ICRP (1990) ICRP Publication 60, Ann. ICRP 21 (1-3).
- [3] ICRP (1977) ICRP Publication 26, Ann. ICRP 1 (3).
- [4] Michel, R. (2015) Strahlenschutz und Risikowahrnehmung, http://www.irs.uni-hannover.de/fileadmin/institut/pdf/veroeff/2015/151112_Michel_Strahlenschutz_Risikowahrnehmung.pdf .
- [5] TRGS 910. Technische Regeln für Gefahrstoffe (TRGS) 910. Risikobezogenes Maßnahmenkonzept für Tätigkeiten mit krebserzeugenden Gefahrstoffen. Stand 28.10.2014.
- [6] Bender, H.F. (2014) Review. Risk concepts for cancerogenic substances. ASU International Edition, DOI 10.17147/pro-JahrSUI.2014-06-10-02.
- [7] BfS (2014) Die berufliche Strahlenexposition in Deutschland 2012: Bericht des Strahlenschutzregisters, BfS-SG-22/14, <http://nbn-resolving.de/urn:nbn:de:0221-2014032711370>.
- [8] Richtlinie 2013/59/Euratom des Rates vom 5. Dezember 2013 zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung und ..., Amtsblatt der Europäischen Union, L 13/1, 17.1.2014.
- [9] SSK (2015) Umsetzung des Dosisgrenzwertes für Einzelpersonen der Bevölkerung für die Summe der Expositionen aus allen zugelassenen Tätigkeiten, Empfehlung der Strahlenschutzkommission, BAnz AT 23.11.2015 B6. www.ssk.de.
- [10] Vahlbruch, J.-W. (2004) Über den Transfer von natürlichen Radionukliden in terrestrischen Ökosystemen und die realistische Modellierung der natürlichen Strahlenexposition in Norddeutschland. Dissertation, Leibniz Universität Hannover.
- [11] Dymke, N. (2002) Radiological basis for the determination of exemption levels, Kerntechnik 67, No. 1, 13.

- [12] BfS (2010) Berechnungsgrundlagen zur Ermittlung der Strahlenexposition infolge bergbaubedingter Umweltradioaktivität (Berechnungsgrundlagen – Bergbau). BfS–SW– 07/10. <http://nbn-resolving.de/urn:nbn:de:0221-20100329966>.
- [13] SSK (2013) Ermittlung der Strahlenexposition, Empfehlung der Strahlenschutzkommission, verabschiedet in der 263. Sitzung der SSK am 12.09.2013, www.ssk.de.

SICHERHEIT DURCH STATISTIK? - EIN KRITISCHER BLICK AUF DIE ANWENDUNG STATISTISCHER METHODEN IM STRAHLENSCHUTZ

SAFETY BY STATISTICS?-A CRITICAL VIEW ON STATISTICAL METHODS APPLIED IN HEALTH PHYSICS

W. Kraut¹⁾

¹⁾ Studiengang Sicherheitswesen, Duale Hochschule Baden-Württemberg (DHBW) Karlsruhe

Zusammenfassung

Unsicherheiten im Strahlenschutz lassen sich nur durch eine statistische Beschreibung adäquat darstellen. Weder können statistische Methoden uns die Bewertung eines Sachverhaltes abnehmen, noch den Zufall und die Unsicherheiten in vermeintliche Sicherheit transformieren. Der Beitrag diskutiert diese Probleme an Beispielen aus der Praxis.

Summary

The only proper way to describe uncertainties in health physics is by statistical means. But statistics never can replace Your personal evaluation of effect, nor can statistics transmute randomness into certainty like an „uncertainty laundry“. The paper discusses these problems in routine practical work.

Schlüsselwörter *Unsicherheiten, Schätzwerte, Entscheidungskriterien, Bayes'sche Statistik*
Keywords *Uncertainties, estimators, decision criteria, Bayesian statistics*

1. Einleitung

In einem vor kurzem erschienenen Buch [1] werden etliche statistische Ideen, die wir auch im Strahlenschutz verwenden, wie z.B. „statistische Signifikanz“ und die „magische 5% Marke“ in den Focus gestellt und als hinderlich für den Fortschritt klassifiziert. Desgleichen werden insbesondere in Amerika im aktuellen wissenschaftlichen Diskurs einige dieser Methoden und Begriffe mehr als kontrovers diskutiert. Es erscheint durchaus angebracht, dass wir auch im Strahlenschutz routinemäßig verwendete statistische Methoden mit kritischem Auge betrachten.

2. Zufall und Wahrscheinlichkeit beim radioaktiven Zerfall

Schon 1905 wurde erkannt [2], dass der „Zufall“ beim Zerfall radioaktiver Substanzen als Wahrscheinlichkeitsaussage interpretiert werden muss und dass das exponentielle Zerfallsgesetz sehr präzise als Ergebnis eines Poisson-Prozesses beschrieben werden kann. Es ist interessant zu lesen, wieviel Versuche unternommen wurden, um das Zerfallsgesetz zu prüfen. Wir können uns heute sicher sein, dass weder Explosionsdrücke, hohe oder tiefe Temperaturen diese Gesetzmäßigkeit ändern können. Einstein machte zudem auf die Analogie von Elementarprozess der Lichtemission und dem radioaktiven Zerfall aufmerksam. Warum ein exponentielles Zerfallsgesetz bei so vielen verschiedenartigen Wechselwirkungsprozessen (starke, schwache, elektromagnetische Wechselwirkung) beobachtet wird, ist dagegen auch

heute noch nicht letztendlich geklärt. Im Handbuch der Physik [3] wurde 1926 durchaus noch die Möglichkeit erwogen, ob diese Zufallsprozesse etwa als wirkliche Aufhebung der Kausalität oder doch eher als Beschreibung unserer Unsicherheit über die komplexen Prozesse im Innern eines Atomkerns aufgefasst werden muss. Wahrscheinlichkeiten sind für uns heute jedoch ein Maß unserer Unsicherheit hinsichtlich des Eintretens eines bestimmten Ereignisses, bedingt durch Vorgaben der verfügbaren Information und der akzeptierten Annahmen zum Modell. Die Wahrscheinlichkeitstheorie ist für alle strahlenschutzrelevanten Fragestellungen deshalb ein notwendiges Hilfsmittel geworden.

3. Sicherheit durch Erwartungswert und Standardabweichung?

Die wohl am häufigsten verwendeten statistischen Größen im Strahlenschutz sind der Erwartungswert $\mu = \langle x \rangle$ einer Größe x und die Standardabweichung $\sigma = \text{Var}(x)^{1/2}$. Beide Größen stellen für uns die vollständige Angabe eines Messergebnisses dar. Für eine Gauß-Verteilung charakterisiert μ zugleich auch den häufigsten (erwarteten?) Wert x_{mod} (Modalwert) und den zentralen Wert x_{med} (Median). Zudem minimiert $\langle x \rangle$ die mittlere quadratische Abweichung der Einzelwerte von $\langle x \rangle$, der Median hingegen minimiert die Beträge der linearen Abweichung von x_{med} . D.h. bei der Bestimmung von $\langle x \rangle$ werden doppelte Abweichungen vierfach gewichtet, bei x_{med} nur zweifach. Die Frage muss erlaubt sein, warum wir im Strahlenschutz auf der Grundlage eines linearen Dosis/Risiko Modells hauptsächlich die Minimierung der quadratischen Abweichungen, d.h. $\langle x \rangle$ und nicht x_{med} , bevorzugen?

Weitere Frage: "Informieren uns μ und σ auch hinreichend über den zu untersuchenden Effekt?" Betrachten wir als einfaches Beispiel eine Exponentialverteilung (z.B. zeitliche Abstände zwischen zwei Zerfällen, siehe Abb.1b). Trotz der Bezeichnung Erwartungswert würden wir μ an dieser unspezifischen Stelle kaum erwarten. Wir haben ebenso für den Bereich $\mu \pm \sigma$ keine ersichtliche Zuordnung. Was bei einer Gauß-Verteilung noch anschaulich klar ist, besteht bei nicht symmetrischen Verteilung evtl. nur noch als mathematische Relation.

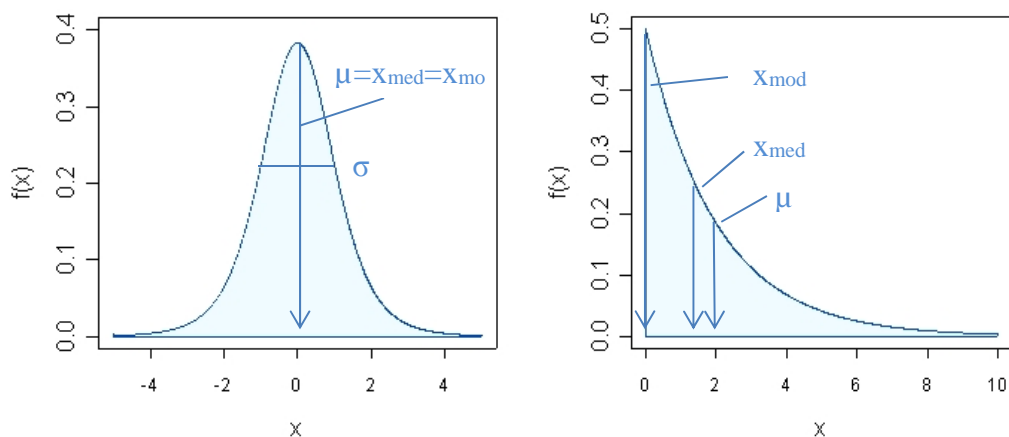


Abb.1: a) Gauß-Verteilung, b) Exponential-Verteilung mit Erwartungs-wert μ , Median x_{med} und Modal-wert x_{mod}

Insbesondere kann natürlich auch der umgangssprachlich besetzte Begriff „Erwartungswert“, wie Abb.2 zeigt, zu folgeschweren Irrtümern führen:

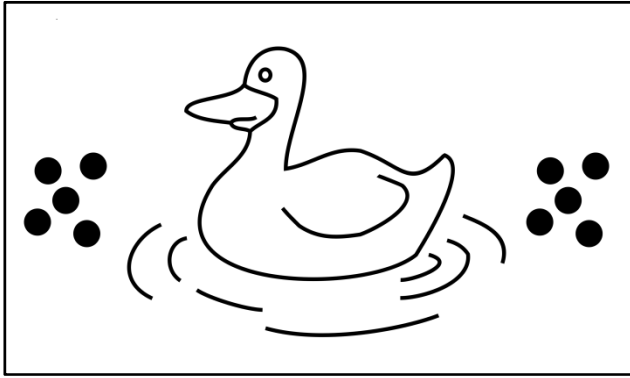


Abb.2: *On an average, the duck was dead!* (nach [4])

Die Frage nach μ und σ führt aber durchaus auch auf ernsthaftere Probleme: Für spezielle Verteilungen, auch im Strahlenschutz, wie z.B. die Cauchy-Verteilung (Peaks in Energiespektren, Student-Verteilung für einen Freiheitsgrad, elektronisches Rauschen etc.) oder die Landau-Verteilung (z.B. Energieverlust von Elektronen in dünnen Schichten) ist weder μ noch σ mathematisch definiert! Jeder Versuch aus Messwerten einen empirischen Schätzwert $\hat{\mu}$ für μ oder $\hat{\sigma}^2$ für σ^2 zu bilden wäre deshalb beliebig falsch! Median und Modus bleiben hingegen wohldefiniert. Deshalb stellt sich auch hier die Frage, welche Größe wir grundsätzlich brauchen: μ , x_{med} oder x_{mod} ? Ist unsere Wahl vielleicht doch bestimmt durch „mathematical convenience“? Erst eine weitere Kenntnis über die vorliegende Verteilung der Messwerte lässt uns Messergebnisse in solchen Fällen erst hinreichend genau beurteilen.

4. Schlechte, gute oder beste Schätzwerte?

Ist ein „verzerrter Schätzwert“ etwas Schlechtes? Ist der „beste Schätzwert“ wirklich der Beste? Wer in einem statistischen Handbuch nachschlägt oder ein statistisches Programmpaket zur Hilfe nimmt, wird beinahe erdrückt von der Vielzahl empfohlener Schätzwerte („Schätzern“) zur Auswertung der Daten: unverzerrte -, asymptotische -, effiziente -, varianzstabilisierte -, maximum likelihood - Schätzer und noch viele mehr. Bleiben wir deshalb bei einem einfachen Beispiel eines Schätzwertes $\hat{\sigma}^2$ für die Varianz bzw. $\hat{\sigma}$ für die Standardabweichung σ .

Für den Schätzwert der Varianz $\hat{\sigma}^2$ finden wir praktisch in allen Regelwerken die Vorschrift, den sog. unverzerrten Schätzwert (Erwartungswert $\langle \hat{\sigma}^2 \rangle = \sigma^2$) zu bilden:

$$\hat{\sigma}^2 = \frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})^2 \quad \text{mit dem arithmetischen Mittelwert } \bar{x} \quad (1)$$

- Die erste Überraschung ist, dass $\hat{\sigma}^2$ zwar unverzerrt ist, dass aber die hieraus gebildete Standardabweichung $\hat{\sigma} = (\hat{\sigma}^2)^{1/2}$ nicht mehr unverzerrt ist! Wollen wir das eine, aber nicht das andere? Oder wählen wir eben doch den mathematisch einfacheren Weg?

- Die zweite Überraschung ist, dass der Schätzwert nach (Gl.1) offenbar auch nicht der Beste ist [5]! Unverzerrte Schätzwerte sind nicht unbedingt die besten! Für Gauß-verteilte Messwerte ergibt z.B. die Vorschrift nach (Gl.2) den Schätzwert mit der kleinsten mittleren quadratischen Abweichung [5], d.h. den „Besten“ gemäß diesem Abweichungsmaß.

$$\hat{\sigma}^2 = \frac{1}{N+1} \sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})^2 \quad (2)$$

- Schätzwerte aus einer Stichprobe sind Zufallsgrößen und zeigen teilweise einen erheblichen Streubereich. Als sog. Typ A Unsicherheiten, müssten sie eigentlich nach Abschnitt 3 immer noch mit einer zusätzlichen Standardabweichung angegeben werden. Das gilt umso mehr für die Schätzgrößen, die zusätzlich noch von sogenannten Typ B Unsicherheiten abhängen, wie beispielsweise die nach DIN ISO 11929 definierte Erkennungsgrenze y^* . Abb.3 demonstriert zunächst anhand einer MC-Simulation [6] die Streubreite für den Schätzer σ^2 nach (Gl.1). Abb.4 zeigt den möglichen Wertebereich von y^* für eine Wischtestprobenahme. Welcher Wert der Verteilung charakterisiert nun unsere Messung am besten?

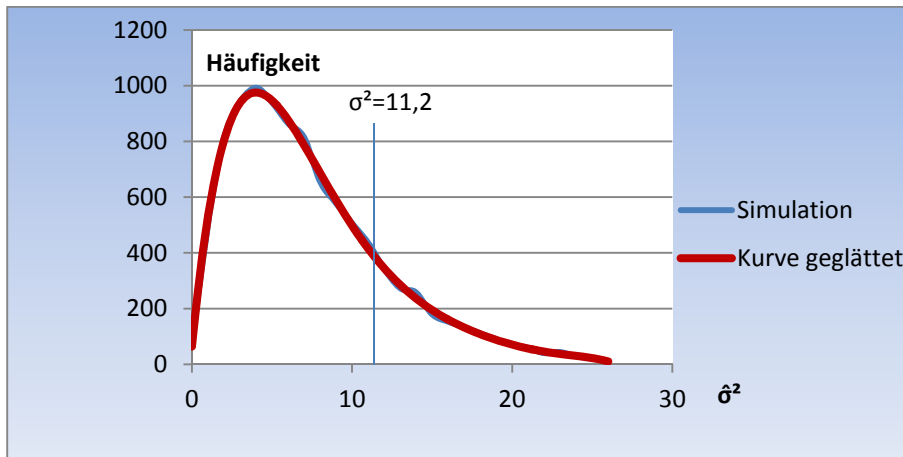


Abb.3: Simulation einer Stichprobenverteilung für den Schätzwert σ^2 aus jeweils 5 Einzelmessungen Die Verteilung charakterisiert die vorliegenden Typ A Unsicherheiten einer Stichprobe [6]

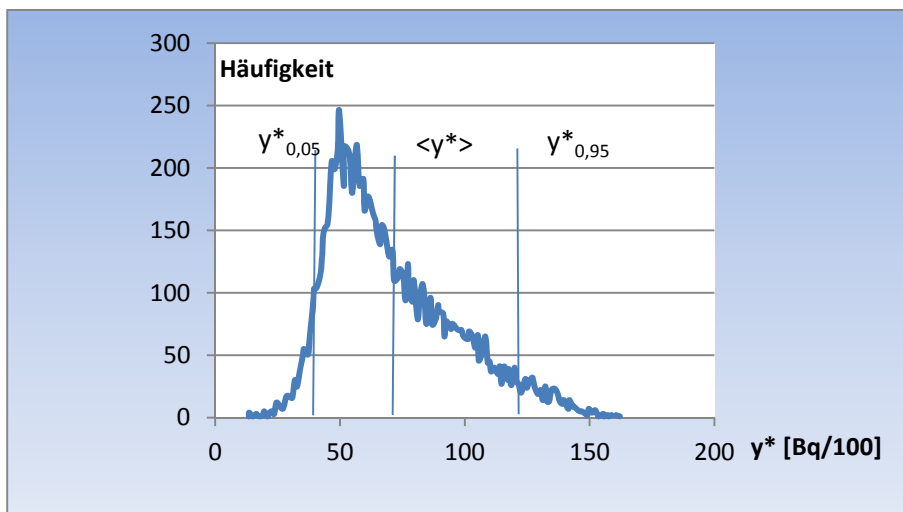


Abb.4: Simulation einer Häufigkeitsverteilung der Erkennungsgröße y^* nach DIN ISO11929 für eine Wischtestauswertung mit TypA Unsicherheiten für die Zählimpulse und Typ B Unsicherheiten für den Entnahmefaktor und die Zählwirksamkeit [6]

5. Geben α -, β -Fehler oder p-Werte die richtigen Antworten auf unsere Fragen?

Kontaminationsmessungen sind Alltag im Strahlenschutz. Eine Aussage, wie in Abb.5 dargestellt, ob die Messung eine Kontamination anzeigt oder nicht, hängt eng mit dem Begriff „statistische Signifikanz“ zusammen. Um die in Abb.5 gestellte Frage beantworten zu können, betrachten wir ein einfachstes Beispiel einer Kontaminationsmessung:



Unser Monitor zeige nur zwei Messwerte an: Alarm **A+** und keinen Alarm **A-**. Die tatsächlichen Befunde werden gekennzeichnet durch kontaminiert **K+** und nicht kontaminiert **K-**. Aus Erfahrung liege die Häufigkeit, einer Kontamination, die sog. Prävalenz $P_0(K+)$, bei 10%. Schließlich werden die Alarmschwellen des Monitors wie üblich mit $\alpha=5\%$ (Fehler 1. Art) und $\beta=5\%$ (Fehler 2. Art) eingestellt. Diese einfachen Zusammenhänge können wir sehr übersichtlich in einer Vierfeldertafel (Tab.2) zusammenfassen:

Bei 10000 Messungen lagen tatsächlich nur 1000 Kontaminationen vor (Prävalenz!). Von diesen werden aber wegen $\beta=5\%$ nur 950 erfasst. Der Alarmwert wird durch $\alpha=5\%$ festgelegt, deswegen 450 sog. falsch positive Ergebnisse.

Abb.5: Welche Antwort hätten Sie gegeben?

Tab.1 2 x2 Tafel mit Fallzahlen zu Kontaminations-Messungen (Σ : Randsummen, P: Wahrscheinlichkeiten)

$$P(A+|K+) = 950/1000 = 95\% = 1-\beta$$

$$P(A+|K-) = 450/9000 = 5\% = \alpha$$

$$P(A-|K+) = 50/1000 = 5\% = \beta$$

$$P(A-|K-) = 8550/9000 = 95\% = 1-\alpha$$

	K+	K-	Σ
A+	950	450	1400
A-	50	8550	8600
Σ	1000	9000	10000

Die korrekte Antwort auf die Frage im Cartoon wäre dann: Eine Kontamination liegt vor mit der Wahrscheinlichkeit $P^*(K+|A+) = 950 / 1400 = 0,68$ (nicht etwa mit $1-\beta = P(A+|K+) = 95\%$ oder $\alpha = P(A+|K-) = 5\%$!) Mehr können wir nicht aussagen! Man kann leicht anhand einer etwas geänderten Tafel mit einer Prävalenz von $P_0(K+)= 0,05$ anstatt 0,1 nachvollziehen, dass die Wahrscheinlichkeit $P^*(K+|A+)$ kontaminiert zu sein, noch kleiner wird, nämlich $P^*(K+|A+) = 0,5$ (wohlgemerkt bei gleicher Einstellung der Monitor-Schwellen)! Die Einstellung einer festen Erkennungsgrenze durch α -Fehler oder p-Wert, als statistisch signifikantes Ereignis für das Vorliegen einer Kontamination kann die Frage nach der Wahrscheinlichkeit einer Kontamination nicht ausreichend beantworten. Jeffreys [7] empfahl schon 1931 als Hilfe für praxistaugliche Entscheidungen eine gestufte Entscheidungshierarchie anhand der sog. Bayes-Faktoren (siehe Tab.2). Der Bayes-Faktor ist das Verhältnis der

Wahrscheinlichkeiten für eine Hypothesen H und z.B. der Null-Hypothese H_0 . In unserem Beispiel wäre das $B = P(K+|A+) / P(K-|A+)$, d.h. das Verhältnis der Wahrscheinlichkeiten bei Alarm des Monitors kontaminiert bzw. nicht kontaminiert zu sein. Da aber bei nur zwei möglichen Hypothesen gilt $P(K-|A+) = 1 - P(K+|A+)$ ergibt sich $B = 0,68/0,32 = 2,12$. Nach Tab. 2 wäre das eine leichte Evidenz für kontaminiert zu sein.

Tab.2 Kalibrierung der Evidenz einer Hypothese H gegenüber der Null-Hypothese H_0 bei gegebenen Daten X durch den Bayes-Faktor

$$B = \frac{P(H|X)}{P(H_0|X)} \text{ nach Jeffreys [7]}$$

B	Evidence H	B	Evidence H
<1	negativ (Support H_0)	10-33	strong
1-3,3	barely worth mentioning	33-100	very strong
3,3-10	substantial	>100	decisive

Das übliche Vorgehen für die Entscheidung, dass eine Kontamination vorliegt ist: Falls der Messwert $y > y^*$, dann ist auch das Kriterium $P(y > y^* | H_0) = \alpha$ erfüllt und damit liegt eine Kontamination vor. Dieses Vorgehen widerspricht der mathematischen Logik. Man setzt H_0 voraus und falls $y > y^*$ schließt man daraus, dass dann aber H vorliegt! Der große Mathematiker H. Poincaré schrieb einmal: "...er könne nicht empfehlen, Texte zu lesen, deren Schlussfolgerungen im Widerspruch zu ihren Prämissen stünden" (zitiert nach [8]) Es wäre vielleicht eine Überlegung wert, unsere Entscheidungskriterien für Erkennungsgrenze y^* bzw. Nachweisgrenze $y^\#$ logisch korrekt über den Bayes-Faktor nach Tab.2 festzulegen (Nur als Beispiel: $1 < B < 3,3$ als Erkennungsgrenze und $10 < B < 33$ als Nachweisgrenze). In einigen Fällen würde man dadurch der alten Konzeption mit z.B. $\mu + 4\sigma$ als Nachweisgrenze [9] durchaus wieder näher kommen.

6. Bayes- oder orthodoxe (frequentistische) Statistik?

Nehmen wir noch einmal das Beispiel aus Abschnitt 4. Die gesuchte Wahrscheinlichkeit $P^*(K+|A+)$ lässt sich mit den Wahrscheinlichkeiten der Vierfeldertafel explizit darstellen als

$$P^*(K+|A+) = \frac{(1-\beta) \cdot P_0(K+)}{(1-\beta) \cdot P_0(K+) + \alpha \cdot (1 - P_0(K+))} = \frac{(1-\beta) \cdot P_0(K+)}{P(A+|K+) \cdot P_0(K+) + P(A-|K+) \cdot (1 - P_0(K+))}$$

Schaut man genau hin, dann heißt das aber nichts anderes, als dass uns die Vierfeldertafel automatisch auf die Bayes'sche Formel führt, mit der Prävalenz als Prior-Wahrscheinlichkeit $P_0(K+)$ und der Posterior-Wahrscheinlichkeit $P^*(K+|A+)$ für ein System mit 2 Messwerten A+ und A-! Man sieht aber auch, dass die Likelihood $P(A- | K+)$ und $P(A+ | K+)$ für die Messwerte A- und A+ ebenso statistische Elemente aus der frequentistischen Statistik darstellen. Die Bayes'sche Formel verbindet beide!

7. Fazit

Genauso wie wir von einer „Guten Laborpraxis“(GLP) sprechen, so sollten wir auch von einer „Guten Statistikpraxis“(GSP?) sprechen. Dazu gehört, dass die vehemente Beschränkung des Wahrscheinlichkeitsbegriffs ausschließlich nur auf hypothetische Grenzwerte von Häufigkeiten aufgegeben wird. Dazu gehört insbesondere auch, dass wir Schlussfolgerungen nur auf Grundlage tatsächlich gemessener Werte ziehen. Oft treffen wir eine Entscheidungen anhand eines „signifikanten“ Messwertes $y > y^*$ durch das Kriterium $P(y > y^* | H_0) = \alpha$, dann unterstellen wir insgeheim, dass alle anderen **nicht** gemessenen Werte y' das Kriterium tatsächlich auch erfüllen werden! Jeffreyes hat dieses Vorgehen in [7] etwas kryptisch folgendermaßen kommentiert: *“.. a hypothesis that may be true may be rejected because it has not predicted observable results that have not occurred“*. Genauso trifft diese Kritik auch auf den Gebrauch z.B. unverzerrter Schätzwerte $x^* = \langle x \rangle$ zu: Für alle **nicht** gemessenen Werte x' soll ebenso erfüllt sein $x^* = \langle x \rangle$.

Die Bayes'sche Statistik beinhaltet von Beginn an diese Desiderata. Die Wahrscheinlichkeiten für eine Größe H haben z.B. explizit die gemessenen Werte x_i als Bedingung: $P(H|x_i)$ Der Begriff Wahrscheinlichkeit wird ebenso wie in der Alltagssprache gebraucht. Schon allein zum besseren Verständnis wäre deshalb die Bayes'sche Formulierung zu verwenden. Die oft beklagten mathematischen Schwierigkeiten, die damit verbunden sein sollten, dürften im Zeitalter der Informatik überhaupt keine Rolle mehr spielen, zumal nicht für Routinetätigkeiten im Strahlenschutz (70-90%?). Die Bayes'sche Statistik zwingt uns jedoch vermehrt in Wahrscheinlichkeiten zu denken, trotz evtl. fester Grenzwerte! Sie zwingt uns auch, genau auf die Bedingungen der bedingten Wahrscheinlichkeiten zu achten. Dies erfordert, dass wir genau Bescheid wissen müssen, von welcher Größe eine Wahrscheinlichkeitsverteilung zu bestimmen ist (z.B. $\langle x \rangle$ oder x_{med}). Auch müssen wir noch lernen, dass sich Wahrscheinlichkeiten, je nach unserem Informations- und Wissensstand (siehe Beispiel mit der Prävalenz), auch ändern werden.

De Finetti wagte 1972 in seinem Buch über Wahrscheinlichkeitslehre [10] die Prognose, dass Wissenschaft und Technik bis 2020 den Übergang zur Bayes'schen Statistik vollzogen hätten. Noch haben wir 4 Jahre Zeit! Immerhin – eine interessante Entwicklung vollzieht sich derzeit in der Quantenmechanik. Unter dem Begriff Quanten - Bayesianismus oder auch QBismus wird mit Hilfe der Bayes'schen Begriffsbildung durch eine (noch) kleine Gemeinde von namhaften Physikern versucht, ein neues Verständnis der Bedeutung von Wellenfunktion und der Interpretation einer Messung in der Quantenmechanik zu gewinnen [11].

8. Literaturverzeichnis

- [1] J. Brockman Hrsg. „Welche wissenschaftliche Idee ist reif für den Ruhestand?- führende Köpfe unserer Zeit über die Ideen, die uns am Fortschritt hindern“, Fischer 2016
- [2] E. v. Schweidler, Premier Congress internat. de Radiologie, Liège 1905
- [3] H. Geiger, K. Scheel, Hrsg. „Handbuch der Physik“ Band XXII, 1926, Springer Berlin, p.180
- [4] D. Troy, ed., „Remington: The Science and Practice of Pharmacy“, 21. Edition, 2012, Lippincrott, Williams & Wilkins

- [5] E.T. Jaynes, „Probability Theory, The Logic of Science“, Cambridge University Press, 2003, chapt. 17
- [6] B. Johne, W. Kraut, W. Schwarz, „Stress-Test mit Zufallsgenerator und EXCEL für vertraute Messgrößen im Strahlenschutz“, Strahlenschutz-Praxis, Heft 3, 2015
- [7] H. Jeffreys, „Theory of Probability“, Oxford University Press, Reprint 2003, p. 432
- [8] I. Prigogine, „Die Gesetze des Chaos“, Insel Taschenbuch
- [9] H. Kiefer, R. Maushart, „Strahlenschutzmesstechnik“, G. Braun Verlag Karlsruhe, 1964
- [10] B. de Finetti, „Theory of Probability“ 1972, J. Wiley&Sons, New
- [11] H.-C. von Bayer, „Eine neue Quantentheorie“, Spektrum der Wissenschaft Spezial, Heft 2, 2016

VALIDE MESSUNGEN UND QUALITATIVE BERATUNG ALS GRUNDLAGE UM IM STRAHLENSCHUTZ FACH- UND SACHGERECHT ENTSCHEIDEN ZU KÖNNEN – AUFGABE DES NLWKN ALS EINE BEHÖRDLICHE MESSSTELLE

VALIDE MEASUREMENTS AND QUALITY CONSULTING ARE THE BASIS FOR MAKING PROFESSIONAL AND PROPER DECISIONS IN RADIATION PROTECTION – A TASK FOR THE NLWKN AS A STATE AUTHORITY FOR MEASUREMENT

H.Brüggemeyer¹⁾

¹⁾NLWKN – Niedersächsischer Landesbetrieb für Wasserwirtschaft, Küsten- und Naturschutz, Deutschland

Zusammenfassung

Der NLWKN hat als eine behördliche Messstelle des Landes Niedersachsen eine langjährige Erfahrung im messtechnischen Strahlenschutz und in der Bereitstellung von Informationen für verschiedene Zielgruppen. Einige aus dieser Arbeit abgeleitete Erkenntnisse werden hier vorgestellt.

Summary

The NLWKN has as the official measuring point of the country Lower Saxony a long-standing experience in the measuring-technical in radiation protection and in the supply this information for different target groups. Some knowledge derived from this work is introduced here.

Schlüsselwörter Tagungsbeitrag, Strahlenschutz, Risikokommunikation

Keywords paper, radiation protection, risk communication

1. Grundsteine

Wir leben in einer komplexen Welt und das Wissen nimmt kontinuierlich zu. Alle Menschen, auch Experten, können, wenn überhaupt, nur sehr kleine Teile davon übersehen. Bei vielen Menschen erzeugt dieses ein Gefühl der Machtlosigkeit und Angst. Unbekanntes verursacht bei fast allen Menschen Angst und wer Angst hat möchte Sicherheit. Mit Ängsten kann einfach Politik gemacht werden aber häufig verselbstständigen sich diese Ängste und bleiben unabhängig von den ursprünglichen Gründen und Zielen. Ängste sind immer mit mächtigen Gefühlen verbunden und Gefühle sind in der Regel sachlichen Argumenten und einer wissenschaftlichen Beweisführung nicht zugänglich.

Da die naturwissenschaftliche Erklärung der Welt auf dem Prinzip des Zweifel aufgebaut ist und alle Sicherheiten immer wieder in Frage gestellt werden, ist es auf dieser Basis schwer auf die Ängste der Menschen befriedigende und wirkungsvolle Antworten zu finden. Dieses gilt besonders auch für den Strahlenschutz, da sich dieser vom Prinzip her schon mit dem Schutz vor unsichtbaren und im Allgemeinen schwer fassbaren und unverständlichen Gefahren befasst. Es ist eine beständige Herausforderung die nicht einfachen Erklärungsmodelle des Strahlenschutzes und die Komplexität der Welt so für die verschiedenen Zielgruppen

aufzubereiten, dass diese damit eine bessere Problemlösungskompetenz haben. Dieses ist für sich selber schon eine große Herausforderung, wir haben dabei aber nur eine Chance auf Erfolg, wenn wir als vertrauenswürdig und kompetent angesehen werden.

Der NLWKN [1] ist in Niedersachsen Teil der behördlichen atomrechtlichen Aufsicht. Dabei nimmt er Aufgaben des messtechnischen Strahlenschutzes wie Kernreaktor Fernüberwachung, unabhängige Messstelle nach REI, Landeszentrale und Messstelle nach Strahlenschutzvorsorgegesetz und Sachverständige Stelle der niedersächsischen Gewerbeaufsichtsverwaltung für den Umgang mit sonstigen radioaktiven Stoffen und nicht ionisierender Strahlung wahr. Die Bereitstellung von validen und unabhängigen Informationen ist im gesamten Strahlenschutz eine wichtige Grundlage für die Risikobewertung, -management und -kommunikation. Der NLWKN liefert Messdaten und Bewertungen für das gesamte elektromagnetische Spektrum z.B. für die Überwachung von Kernkraftwerken genauso wie für Stromtrassen, nuklearmedizinische Anwendungen und Laser. Die Experten des NLWKN vereinen dabei viele Jahrzehnte von Erfahrungen im praktischen Strahlenschutz bei ionisierender und nichtionisierender Strahlung und der Darstellung der Ergebnisse für sehr unterschiedliche Zielgruppen.

2. Bausteine

Bei dieser Arbeit haben sich eine Reihe von Bausteinen als notwendig oder hilfreich erwiesen und dazu beizutragen die Ziele des Strahlenschutzes mit Augenmaß und Erfolg umzusetzen.

2.1 Kompetenz

Strahlenschutz ist eine wissenschaftliche Disziplin, bei der sich verschiedene wissenschaftliche Bereiche wie Physik, Chemie, Biologie, Medizin, überschneiden. Deshalb ist es sehr hilfreich, wenn sich dieses auch bei den Mitarbeitern widerspiegelt. Um in dem Bereich erfolgreich als behördlicher Sachverständiger tätig zu sein, sollte Kompetenz in wissenschaftlichen, technischen, messtechnischen und rechtlichen Fragen vorhanden sein wie sie z.B. die SSK für Sachverständige für elektromagnetische Felder in [2] beschreibt. Auch die Kompetenz einer verständlichen Darstellung der Ergebnisse der Arbeit für die verschiedenen Zielgruppen ist unerlässlich. Die Grundlage für diese Kompetenz sollten die Mitarbeiter mitbringen, sie muss aber auch bei der Arbeit ausgeformt werden. Der Erhalt der notwendigen Kompetenz ist eine ständige Herausforderung.

2.2 Fähigkeit

Mit Fähigkeit wird hier die personelle und sachliche Ressource (wie Personal, Labore, Fahrzeuge, Messgeräte und Einsatzmittel) verstanden, um auf absehbare und vorzuplanende Herausforderungen angemessen reagieren zu können. Ohne die entsprechenden personellen und finanziellen Mittel wird es als sehr fraglich angesehen, dass die Arbeit erfolgreich wahrgenommen werden kann. Diese Fähigkeiten müssen mindestens so gut sein um damit die Ergebnisse von Betreibern und anderen Sachverständigen sicher bewerten und ggf. auch messtechnisch validieren zu können. Die Verlässlichkeit und Einsatzbereitschaft muss dabei in Einsätzen und Übungen immer wieder unter Beweis gestellt werden.

2.3 Qualität und Qualitätssicherung

Die Schaffung und der Erhalt von Qualität ist eine ständige Aufgabe. Durch die Einführung von Qualitätssicherungssystemen wie z.B. nach DIN EN ISO/IEC [3, 4] kann dieses für Kunden

nachgewiesen werden und alle Mitarbeiter werden dadurch ständig mit der Aufgabenstellung konfrontiert. Wichtig ist dabei der Vergleich mit anderen z.B. im Rahmen von Vergleichsmessungen, gemeinsamen Übungen und Ringvergleichen.

2.4 Vertrauen

Wenn jemand einem nicht ein gewisses Maß an Vertrauen entgegenbringt, ist es fast unmöglich diesen so mit Informationen zu erreichen, dass dieser es versteht. Als Sender einer Information hat man nur begrenzte Möglichkeiten diese zu beeinflussen. Dazu gehören Integrität, Unabhängigkeit, überprüfbare Fachkompetenz, nachprüfbare Aussagen und valide Messungen. Vertrauen muss wachsen und bedarf einer ständigen Pflege. Vertrauen zeigt sich wenn die Ergebnisse nicht den Erwartungen des Empfängers entsprechen.

2.5 Zielgruppen angepasste Kommunikation

Jede Zielgruppe (Verwaltung, Politik, Bürger, Wissenschaft) hat ihre eigene Sprache und Ansprüche. Wenn es nicht gelingt die Ergebnisse in die Verständniswelt des Adressaten umzusetzen, wird die Arbeit nur sehr bedingt erfolgreich sein können. Der Spagat zwischen wissenschaftlicher Genauigkeit und Allgemeinverständlichkeit stellt einen immer wieder vor große Herausforderungen. Um einen Adressaten mit Information erreichen zu können, ist es in der Regel unerlässlich von ihm als vertrauenswürdig und integer angesehen zu werden. Dieses ist Thema eines eigenen wissenschaftlichen Forschungsgebietes siehe z.B. [5, 6]. Besonders im Widerstreit von Interessen z.B. beim Bau einer neuen Stromtrasse ist es fast unmöglich von allen Beteiligten (Antragsteller, Genehmigungsbehörde, Politik, betroffene Bürger, Bürgerinitiativen) akzeptiert zu werden, besonders wenn die wissenschaftlichen Fakten den Interessen von Beteiligten zuwiderlaufen.

3. Stolpersteine

Auf dem Weg eines erfolgreichen Strahlenschutzes mit Augenmaß gibt es vielfältige Stolpersteine. Einige über die ich in den letzten Jahren immer wieder gestolpert bin, werden in Folge aufgeführt.

3.1 Unterschiedliche Zielgruppen

Für behördliche Sachverständige sind die primären Zielgruppen die Vollzugsbehörden und die politischen Entscheidungsträger. Auch bei bestem Willen kann man, besonders bei widerstrebenden Interessen, es nicht immer allen Recht machen und muss daher versuchen kompetent und nachvollziehbar zu argumentieren und zu handeln.

3.2 Wissenschaftliches Weltbild

Nach Untersuchungen [7] und auch nach eigenen Erfahrungen haben mehr als die Hälfte der Menschen kein wissenschaftliches Weltbild. Wer an Wunder und Esoterik glaubt, ist nur schwer durch Argumente und Folgerungen, die auf wissenschaftlich gewonnenen Erkenntnissen basieren zu erreichen. Aber auch diese Menschen müssen mit ihren Ängsten ernst genommen werden. Manchmal kann man sie trotzdem auch erreichen und Lösungswege finden.

3.3 Wunsch nach Sicherheit

Viele Menschen wünschen sich Sicherheit, die Wissenschaft kann diese aufgrund des ihr zugrundeliegenden Prinzips des Zweifels prinzipiell nicht liefern. Die Wissenschaft gibt immer nur Wahrscheinlichkeiten und es wird auch immer wieder abweichende mit wissenschaftlichen oder pseudowissenschaftlichen Argumenten (was für Laien nicht zu unterscheiden ist) vorgetragene Auffassungen geben. Mit diesem Grundproblem sollte man offensiv umgehen.

3.4 Alarmismus

Während der gesamten Evolution war es in aller Regel sinnvoll dem der Alarm ruft erst einmal zu glauben, denn eine übersehene Gefahr könnte ja verheerende Folgen haben. Dieses gilt auch heute und macht die Arbeit nicht einfach, denn es ist viel einfacher Gefahren zu postulieren, als auf wissenschaftlicher Basis verständlich und überzeugend zu zeigen, dass diese Behauptung mit hoher Wahrscheinlichkeit nicht stimmt. Der Unschädlichkeitsbeweis ist ja auf wissenschaftlicher Basis nicht zu führen.

3.5 Alles ist Gift, Nichts ist Gift

Auch wenn von Paracelsus schon vor 500 Jahren eine Grundtatsache der Wirkung formuliert wurde, die auch für den Strahlenschutz gilt „Alles ist Gift, Nichts ist Gift, es macht die Dosis“ gehört dieses heute für viele Menschen noch immer nicht zum verinnerlichten Allgemeinwissen. Ein Schwarz – Weiss - Denken (wie z.B.: Radioaktivität ist immer gefährlich) ist viel einfacher als die vielen Grautöne der Realität (wie z.B.: Radioaktivität kann gefährlich sein und ohne Radioaktivität wäre das Leben auf der Erde nicht möglich).

3.6 Größenordnungen ohne Bezug

Die Zahlenangaben für viele Größen im Strahlenschutz ob Aktivität, Feldstärke oder Dosis erstrecken sich über viele Größenordnungen. Wir stellen das ohne viel nachzudenken mit dem Vielfachen oder Teilen von Einheiten (wie: n, μ , m, M, G) oder logarithmischen Abbildungen dar. Bei fast allen Menschen, auch etlichen aus dem naturwissenschaftlichen Umfeld, versagt dort die Vorstellung. Es ist immer wieder notwendig, diese mit einfachen Bildern aus dem Alltag zu veranschaulichen.

3.7 Grenzwerte ohne Bezug

Auch zu Grenzwerten gibt es für Nichtexperten auf dem jeweiligen Fachgebiet in der Regel keinen einfachen und intuitiven Bezug. Deshalb ist es wenig hilfreich Expositionen als Teil von Grenzwerten darzustellen, da den Nichtexperten der Hintergrund und die Sicherheit, die in Grenzwerten enthalten ist, nicht zur Verfügung steht. Häufig erzeugt die Erwähnung von eingehaltenen Grenzwerten nur einen emotionalen Angriff auf die Glaubwürdigkeit des Grenzwertsystems. Auch hier ist es häufig sinnvoller die Exposition mit Werten aus der Bezugswelt der Adressaten zu vergleichen.

3.8 Wunsch nach einfachen Lösungen

Viele Menschen wünschen sich einfache Lösungen, aber dieses kann die Wissenschaft in aller Regel nicht bieten. Wenn so eine Lösung präsentiert wird, antworte ich in der Regel: „Ich

misstraue einfachen Lösungen für komplexe Probleme. In der Regel gibt es dafür einen Nobelpreis oder sie sind sehr fraglich“.

4. Abschlussstein

Auch wenn man mit großer Umsicht und Kompetenz zu Werke geht, ist es aufgrund der Komplexität der Welt unvermeidlich, dass man auch immer wieder scheitert. Dieses darf einen nicht entmutigen, das Leben ist für mich eine Springprozession es geht drei Schritte vor und zwei zurück.

5. Literaturverzeichnis

- [1] NKWKN: www.nlwkn.de; 2016
- [2] Empfehlung der Strahlenschutzkommission; Anforderungen an Sachverständige für die Bestimmung der Exposition gegenüber elektrischen, magnetischen und elektromagnetischen Feldern; Verabschiedet auf der 188. Sitzung der SSK am 02./03.12.2003; Veröffentlicht im BAnz Nr. 83 vom 04.05.2004; 2004
- [3] DIN EN ISO/IEC 17020: Konformitätsbewertung- Anforderungen an den Betrieb verschiedener Typen von Stellen, die Inspektionen durchführen (ISO/IEC 17020:2012); 2012
- [4] DIN EN ISO/IEC 17025: Allgemeine Anforderungen an die Kompetenz von Prüf- und Kalibrierlaboratorien (ISO/IEC 17025:2005); 2005
- [5] Peter Wiedemann; Vorsorgeprinzip und Risikoängste: Zur Risikowahrnehmung des Mobilfunks; VS Verlag für Sozialwissenschaft; 2009
- [6] WHO: Gesundheit und Umwelt: Risikokommunikation; <http://www.euro.who.int/de/publications/abstracts/health-and-environment-communicating-the-risks-2013>; 2013
- [7] Chrismon; 2003

DIE MACHT DES MAIK UND DIE HERAUSFORDERUNGEN FÜR DEN STRAHLENSCHUTZ

THE POWER OF MAIC AND THE CHALLENGES FOR RADIATION PROTECTION

R. Gellermann¹⁾

¹⁾ Privatperson, Schwülper, Deutschland

Zusammenfassung

Die „radioaktive“ Strahlung hat sich in den vergangenen Jahrzehnten als ein medial nutzbares Thema der Anti-Atomkraft-Bewegung bewährt. Im Ergebnis wurden große politische Veränderungen bewirkt. Der Beitrag versucht, sich skizzenhaft einem Phänomen zu nähern, das als Medialer-Antiatom-Interessen-Komplex (MAIK) zu beschreiben ist. Die vom MAIK in die Gesellschaft getragenen Ansichten zu Strahlung und Strahlenrisiken haben die Endlagerung radioaktiver Abfälle dämonisiert. Dies führt im Ergebnis zu Situationen, die langfristig unnötige Risiken für die Bevölkerung billigend in Kauf nehmen. Ein neuer Ansatz zur Aufklärung der Öffentlichkeit insbesondere über Langzeitsicherheit und Strahlenschutz ist möglich und nötig.

Summary

The “radioactive” radiation has proved to be a medial usable theme of the anti-nuclear movement in recent decades. This has caused significant political changes in Germany. The article tries to outline a phenomenon that can be described as Medial-Antinuclear Interests Complex (MAIC). The views on radiation and radiation risks propagated by MAIC to the public have demonized the disposal of radioactive waste. This results in situations, which tacitly accept unnecessary risks for the population. A new approach for raising the public awareness in particular regarding long-term safety and radiation protection is possible and necessary.

Schlüsselwörter Anti-Atomkraft-Bewegung, Medien, Strahlung, Strahlenschutz, radioaktiver Abfall, Endlagerung, Kommunikation

Keywords anti-nuclear-movement, media, radiation, radiation protection, radioactive waste disposal, communication

1. Einleitung

In den vergangenen 50 Jahren waren Strahlung, Strahlenrisiken und Strahlenschutz nie ausschließlich ein Fachthema für Fachleute, sondern stets auch ein Gegenstand gesellschaftlicher Debatten. Während in den 1960er Jahren der Aufbau der Kernenergienutzung in der Bundesrepublik ein zentrales Thema für den Strahlenschutz und die Strahlenschützer war (das Thema der 1. Jahrestagung des FS im Jahr 1966 lautete „Erfahrungen bei der Anwendung von Strahlenschutzregelungen in Kerntechnik und Industrie“), ist inzwischen die Abwicklung dieser Technologie und deren Hinterlassenschaften ein Thema gesellschaftlicher Debatten und auch des Strahlenschutzes.

Es kann und soll in diesem Beitrag nicht darum gehen, die Geschichte der Auseinandersetzungen zu den Risiken der Kernenergie zu beleuchten. Festzustellen ist allerdings, dass die vom

Fachverband und der Mehrzahl seiner Mitglieder vertretenen Ansichten zur Beherrschbarkeit der Kerntechnik, der Vertretbarkeit geringer Strahlenexpositionen und der Machbarkeit einer sicheren Endlagerung im gesellschaftlichen Diskurs sich nicht durchgesetzt haben. Da sich Geschichte nicht umkehren lässt, steht die Frage, wie die weitere Entwicklung so gestaltet werden kann, dass Aspekte des Strahlenschutzes sachgerecht bei Entscheidungen berücksichtigt werden. Als eines der zentralen Felder des gesellschaftlichen Streites um Strahlung, das keineswegs mit dem Ausstieg aus der Kernenergie beendet ist, erweist sich die Entsorgung radioaktiver Abfälle. Dieses Thema führt zum einen auf die Endlagerung hoch radioaktiver Abfälle, reicht aber inhaltlich weit darüber hinaus. Es geht auch um die Freigabe von Reststoffen rückzubauender Kernkraftwerke zur konventionellen Entsorgung oder den sicheren Einschluss stillgelegter Reaktoren und hat, gewollt oder ungewollt Kollateralfolgen, die in den Bereich der Nuklearmedizin und der NORM-Industrie hineinwirken.

Um auf den vorgenannten Feldern den Strahlenschutz angemessen in den gesellschaftlichen Diskurs einbringen zu können, bedarf es nach Meinung des Verfassers deutlich mehr als einer verbesserten Kommunikation über Strahlungsrisiken und besserer Schulbildung in Physik (beides im FS gern genannte Lösungsansätze). Es bedarf vor allem einer Analyse, wie die Ansichten der Anti-Atomkraft-Bewegung so dominant in der Meinung der Bevölkerung werden konnten – und es bedarf (dringend!) der Klarstellung, dass diese Ansichten für die Zukunft Konsequenzen erwarten lassen, die dem sachgerechten Strahlenschutz entgegenstehen.

2. Ein Blick zurück

Die Anti-Atomkraft-Bewegung, die nach J. Radkau „größte und wirkungsvollste Massenbewegung der bundesdeutschen Geschichte“ [1], wurzelt in historischen Empfindungen und Entwicklungen, darunter auch solchen, „die im gegenwärtigen Bewusstsein der Kernkraftgegner nicht mehr präsent sind“ [1]. Wie Radkau feststellt, sind die Verflechtungen von Kerntechnik und Kernwaffen in emotional bewegten Zeiten des Kalten Krieges dabei als eine Wurzel unübersehbar. Sehr klar ist auch, dass die Anti-Atomkraft-Bewegung stets eine politische Bewegung war. Sie ist für uns Strahlenschützer relevant, weil sie sich von Beginn an des Themas Strahlung, Strahlenrisiken und Strahlenschutz bediente. Als Klassiker, in dem die Argumente und Thesen der Anti-Atomkraft-Bewegung zusammengefasst sind, kann das voluminöse Werk „Friedlich in die Katastrophe“ von H. Strohm gelten. In dieser, 1973 erstmals und 1981 in erweitertem Umfang erschienenen „Bibel der Anti-Atomkraft-Bewegung“ [2] findet man bereits im Inhaltsverzeichnis die bis heute üblichen Slogans:

- *Strahlen sind immer schädlich* (S. 169)
- *Toleranzwerte verursachen Tausende Todesopfer jährlich* (S. 171)
- *Uranbergarbeiter bis zu 16 % Krebs* (S. 172)
- *Radioaktivität für Föten fatal* (S. 204)
- *Tritium besonders gefährlich für Gene* (S. 247)
- *20 Millionen Jahre strahlen transuranische Abfälle* (S. 689)
- *Die radioaktive Bürde: eine Belastung jetziger und kommender Generationen* (S. 749)

Dieses Werk bedient sich – wie man heute mit Internet-Recherchen zu einigen Literaturquellen leicht herausfinden kann – einer manipulativen Technik, bei der Sachinformationen aus unterschiedlichsten Quellen in einer Weise zusammenkomponiert werden, die für den Laien Wissenschaftlichkeit assoziiert. Es ist aber, und so machen es auch einige Kapitel sowie die Vor- und Nachworte deutlich, ein Buch des politischen Engagements gegen eine

gesellschaftliche Entwicklung, in der die friedliche Nutzung der Kernenergie als langfristige Lösung der Energieversorgung angesehen wurde.

Im Blick zurück ist festzustellen, dass die o.g. Slogans sich tief in das allgemeine Bewusstsein der Gesellschaft eingegraben haben. Sie haben die Politik in hohem Maße beeinflusst und eine Entwicklung eingeleitet, die aus heutiger Sicht viele ihrer früher formulierten Ziele erreicht hat:

- Der Ausstieg aus der Kernenergienutzung ist beschlossen.
- Die Endlagerung radioaktiver Abfälle wurde verhindert.
- Die radioaktiven Abfälle aus der Schachanlage Asse II werden zurückgeholt.

Als Nebenwirkungen sind Vorhaben, bei denen Radioaktivität und Strahlung eine Rolle spielen, durch immer neue Anforderungen an die Sicherheit teilweise erheblich verteuert worden. Strahlenschutzfachlich unsinnige Nachweise zu Dosen im Bereich von nSv im Jahr werden ernsthaft geführt, um öffentliche Besorgnisse zu zerstreuen. Große Versorgungsunternehmen sind an den Rand des Ruins gebracht worden, und, auch das sollte nicht ausgespart werden: wir, die Strahlenschützer haben davon profitiert, indem wir immer wieder neue Aufgaben erhielten.

3. MAIK

Da es nicht meine Kompetenz ist, gesellschaftliche Strukturen nach den Regeln des sozialwissenschaftlichen Arbeitens zu analysieren, können die folgenden Ausführungen nur Thesen sein. Sie spiegeln subjektiv Erfahrungen wider, die vor allem aus den miterlebten gesellschaftlichen Diskursen in Deutschland gespeist wurden.

These 1: Der breite gesellschaftliche Erfolg der Anti-Atomkraft-Bewegung basiert auf gewachsenen Netzwerken mit offenen, nichthierarchische Organisationsstrukturen, in denen eine enge, interessen geleitete Zusammenarbeit zwischen Politikern, professionellen Nicht-Regierungs-Organisationen (NGOs), lokalen Bürgerbewegungen und Medien sowie inzwischen auch Wirtschaftsunternehmen stattfindet und bei der alle Beteiligte profitieren.

Anmerkung zu These 1: Um dieses Netzwerk prägnant benennen zu können, wird im Weiteren der Term „Medialer-Antiatom-Interessen-Komplex“, kurz MAIK, benutzt.

These 2: Die Teilnehmer im MAIK zeichnen sich keineswegs durch gleiche Interessen und gleiche politische Ansichten aus. Bindendes Element ist die gemeinsame Ablehnung der Kernenergie.

These 3: Die gesellschaftliche Wirksamkeit des MAIK beruht auf einer hohen Medienkompetenz, mit einprägsamen und emotional aufgeladenen Argumentationslinien, die ein weit verbreitetes Unbehagen mit gesellschaftlichen Entwicklungen aufgreifen. Diese Argumentationslinien lassen sich in der modernen Medienlandschaft gut vermarkten und werden daher auch von den die öffentliche Meinung artikulierenden Leitmedien (Fernsehen, Rundfunk, überregionale Presse) aufgegriffen und verwertet.

Anmerkung zu These 3: Als ein Indikator der Medienwirksamkeit ist in Tabelle 1 ein Ranking von Internetseiten wichtiger NGOs des MAIK sowie anderer, dem Strahlenschutz gewidmeter

Webseiten nach den Angaben der Plattform Alexa.com zusammengestellt¹⁾. Auch wenn man berücksichtigt, dass Strahlenschutz oder Kernenergie nur Segmente der von BUND oder Greenpeace behandelten Themen darstellen, kann von einer erheblichen Medienmacht dieser Organisationen auch auf diesen Themenfeldern ausgegangen werden. Gemeinsam mit den andern in Tabelle 1 aufgeführten „AA“-Organisationen (und vielen hier nicht ausgewiesenen Webseiten lokaler Organisationen mit geringen Rangzahlen) ergibt sich eine beträchtliche Medienmacht auf einem begrenzten Themenfeld.

Tab. 1: Webseiten Ranking in Deutschland von NGOs der Anti-Atomkraft- Bewegung („AA“) und anderen Einrichtungen (Daten nach „Alexa.com“; abgerufen am 13.07.2016)

Webseite	Alexa-Rang /1000	Verlinkte Seiten	Bemerkungen
bund.net	6,9	3965	NGO-AA
greenpeace.de	7,3	3456	NGO-AA
bfs.de	26	1822	Behörde
ausgestrahlt.de	59	525	NGO-AA
Kernenergie.de	90	269	Wirtschaft (EVU)
ssk.de	159	285	Organisation des BMUB
Oeko.de	199	898	NGO-AA
strahlentelex.de	282	227	Medien-AA
ippnw.de	291	796	NGO-AA
contratom.de	380	192	NGO-AA (+)
ewn-gmbh.de	500(*)	83	Wirtschaft (staatlich)
fs-ev.org	600(*)	19	NGO
dbe.de	650(*)	53	Wirtschaft (teilstaatlich)
ag-schacht-konrad.de	700(*)	k.A.	NGO-AA
bbu-online.de	800(*)	k.A.	NGO-AA
bi-luechow-dannenberg.de	1000(*)	k.A.	NGO-AA

(*) – abgeschätzt aus globalem Rang. (+) Webseite eingestellt, wird auf „ausgestrahlt.de“ weitergeführt

These 4: Die in der Öffentlichkeitsarbeit des MAIK häufig geforderte „Unabhängigkeit“ von Personen, Personengruppen oder Organisationen ist ein Marketingslogan, kein Sachverhalt. Im MAIK haben sich politisch klar agierende Wirtschaftsunternehmen (Umweltinstitut München, Öko-Institut, intac Hannover, ...) entwickelt, die als „unabhängige Experten“ auftreten. Außerdem ist nicht zuletzt durch die Erfolge des MAIK ein Wirtschaftssektor um die Nutzung regenerativer Energien entstanden, der sich selbst als „strahlungsfrei“ empfindet, aber naturgemäß eigene wirtschaftliche Interessen verfolgt. Eine von Wirtschaftsinteressen freie Interessenlage des MAIK ist eine Illusion.

These 5: Professionell arbeitende NGOs wie Greenpeace, der BUND, IPPNW oder „Ausgestrahlt“ sind Lobby-Organisationen wie andere auch. Auch diese Organisationen haben außer den nach außen kommunizierten ideellen Interessen wirtschaftliche Interessen.

¹⁾ Der Alexa-Rang ist zeitlich variabel und kann kurzfristig deutlich schwanken. Die relative Reihenfolge der ausgewerteten Rangangaben unterschiedlicher Webseiten kann aber für die hier beabsichtigte Darstellung als ausreichend repräsentativ angesehen werden.

Anmerkung zu These 5: Im Unterschied zu den von Wirtschaftsunternehmen getragenen Lobbyorganisationen wie z.B. dem Deutschen Atomforum (DAF) sind die in These 5 genannten NGOs auf eine breite finanzielle Unterstützung durch die Bürger angewiesen und können daher auf eine demokratische Legitimation verweisen. Wie die Daten der Tab. 2 zeigen, bilden diese Organisationen (bei denen die „Atom-Thematik“ nur einen Teil ihrer Geschäftsfelder darstellt) inzwischen auch Strukturen mit eigenen wirtschaftlichen Interessen (die, wie man in Jahresberichten nachlesen kann, einen Rückgang der Einnahmen durchaus als schmerzlich empfinden).

Tab. 2: *Kenndaten von einigen NGOs der Anti-Atomkraft-Bewegung. Abkürzungen: S – Spenden, B: Mitgliedsbeiträge*

	BUND	Greenpeace Deutschland	Ausgestrahlt	IPPNW
Mitglieder	358.000	4500	7	6101
Budget	21 Mio. €	58 Mio. €	(k.A.)	1,2 Mio.
Beschäftigte	88	237	11 (+ 20 Ehrenamtl.)	k.A.
Wichtigste Einnahmequellen	S: 40 %; B: 34 %	S: 99 %; B: 1 %	(k.A.)	S: 27 % B: 55 %
Datenquelle	FAZ 22.05.2016	FAZ 22.05.2016	Webseite (Juli 2016)	Jahresbericht 2015

These 6: Auch wenn die in den Tab. 1 und Tab. 2 gezeigten Daten von vielen anderen Organisationen übertroffen werden, ist der MAIK mit seinem Fokus auf ein sehr spezielles Thema in hohem Maße wirksam. Die „Macht des MAIK“ speist sich aus dem Aufgreifen und Verstärken von Emotionen, die als Unbehagen mit der sich stetig verändernden und vielfach als bedrohlich empfundenen Welt in breiten Schichten der Bevölkerung vorkommen. Sie konnte wachsen, da das Versprechen einer vollkommenen Sicherheit in der Kerntechnik durch die Unfälle von Tschernobyl und Fukushima als vielfach gebrochenen empfunden werden musste.

Generelle Anmerkung: Mit dem Term „Medialer-Antiatom-Interessen-Komplex“ (MAIK) soll weder die moralische Legitimation der Anti-Atomkraft-Bewegung noch ihre demokratische Verwurzelung in Zweifel gezogen werden. Allerdings soll auf ein Interessengeflecht hingewiesen werden, das in der Selbstdarstellung dieser Bewegung und auch in den Reflexionen der in diesem Netzwerk essentiellen Medien nicht auftaucht.

4. Ein Blick voraus: Herausforderung für den Strahlenschutz

Wenn man akzeptiert, dass Kerntechnik, soweit sie entbehrlich ist, aufgrund ihrer ambivalenten Nutzbarkeit eine im politischen Rahmen besondere Technik ist, deren Nicht-Nutzung anzustreben durchaus legitim ist, dann haben die gesellschaftlichen Kräfte, die diesen Umbruch betrieben und gestaltet haben (also auch der MAIK), eine zutiefst positive Rolle in Deutschland gespielt. Das bedeutet aber nicht, dass dieser MAIK auch zukünftige Entwicklung positiv gestalten wird. Die im Zusammenhang mit Radioaktivität und Strahlung entwickelten Denkmustern und Argumenten haben sich so sehr verfestigt, dass viele Beteiligte nicht einfach ausbrechen können. Die durch den MAIK gewachsene Kultur der Ablehnung von Planungen steht einer Lösung der Endlagerfrage im Wege und das im MAIK tief verwurzelte Misstrauen gegen staatliches Handeln macht die Zustimmung zu Entscheidungen von Seiten vieler Gruppen des MAIK praktisch unmöglich.

Die Konsequenzen dieser Geschichte werden am Beispiel Asse konkret sichtbar. Hier wurden mit der Lex Asse Grundprinzipien des Strahlenschutzes von politischer Seite – und mit aktiver Unterstützung des MAIK – außer Kraft gesetzt [3]. Bei der Rückholung der Abfälle wird die Strahlenexposition der Bevölkerung – natürlich unterhalb der Grenzwerte – ansteigen und am Ende steht eine riesige Lagerhalle, die als Menetekel Jahrhunderte überdauern wird, weil niemand der Beteiligten sich aktiv für ein Endlager einsetzt. Auch der hochgelobte Begleitprozess erweist sich bei einem Besuch der öffentlich zugänglichen Sitzungen als ein Theaterstück mit verteilten Rollen, bei dem die „kritischen Experten“ vor allem eines im Auge haben: keine Verantwortung zu übernehmen. Niemand dieser „Experten“ klärt die Bevölkerung der Region auf, dass nach den ansonsten von ihnen geäußerten Maßstäben und Befürchtungen die Rückholung der Abfälle schreckliche Folgen für die Anwohner haben wird – und warum die kommende Generation für die Ziele des MAIK ihre Gesundheit opfern soll. Selbst das BfS stellte inzwischen klar [4], dass die vom MAIK propagierte großräumige Verseuchung norddeutscher Grundwasserleiter bei einer Flutung der Asse keine fachliche Basis hat. Ein Bundestag, der einvernehmlich (!) die Rückholung der Asseabfälle beschloss, sollte auch in der Lage sein, für die Konsequenzen dieser Entscheidung bessere Lösungen zu finden als eine überdimensionale Halle am Rande der Asse.

Es ist nicht einfach zu belegen aber auch keineswegs auszuschließen, dass hinter den Bestrebungen des MAIK, anstelle eines Rückbaus von KKW den sicheren Einschluss anzustreben und die Endlagerung durch schleifenhaftes Durchlaufen von Partizipationsprozessen möglichst lange (ewig) zu verhindern, ein inhärentes Interesse steckt, die eigene Bedeutsamkeit zu bewahren, der mit einer technischen Lösung dieser Aufgaben die Grundlage entzogen wird. Es bedarf deshalb dringend der kritischen Auseinandersetzung mit dem MAIK, wenn man

- erreichen will, dass der Rückbau der KKW nach Strahlenschutzprinzipien sachgerecht erfolgen kann;
- der unsachgemäßen Ächtung von Betrieben (Bsp. EZAG Braunschweig) aber auch Forschungseinrichtungen, die mit Radioaktivität arbeiten oder ionisierende Strahlung erzeugen (z.B. FRM-II) starke Argumente entgegen stellen will;
- verhindern will, dass die Endlagerung ungelöst bleibt.

Damit sind Fragen des Strahlenschutzes unmittelbar betroffen und die gesellschaftliche Verantwortung der Strahlenschützer erfordert es, Stellung zu beziehen und die Durchsetzung eines sachbezogenen Umgangs mit Strahlung zu fördern. Die Zeit dafür ist günstig, denn der MAIK steckt in einer argumentativen Falle: er hatte Erfolg, in dem er Geschichten von Strahlenrisiken in einer Art und Weise erzählte, die einer Kultur der Ablehnung mündeten. Deutschland hat sich aber durch den Atomausstieg verändert – und die Frage muss gestellt werden, wohin diese Geschichten führen, wenn sie weiterhin so sehr das Denken breiter Teile der Bevölkerung dominieren wie bisher. Man kann Pläne ablehnen, aber nicht das Erbe einer Geschichte und die derzeit von viele Playern des MAIK (Greenpeace ist hier nur die Spitze des Eisbergs) vollzogene Flucht vor der Verantwortung verlangt nach einer offensiven Auseinandersetzung. Wir Strahlenschützer, und nur um uns geht es an dieser Stelle, werden nur dann wirksame Antworten in den notwendigen gesellschaftlichen Diskurs einbringen können, wenn wir

- die Konsequenzen der Kultur der Ablehnung insbesondere im Hinblick auf die langfristigen Risiken der Zwischenlagerung aufzeigen und die wirklich Betroffenen, nämlich die Anwohner der aktuellen Zwischenlager einbeziehen;
- die Widersprüche in den Argumenten „kritischer Strahlenschützer“ aufzeigen, die diese „kritischen Strahlenschützer“ stillschweigend übergehen, wenn es ihre eigenen politischen Interessen betrifft (z. B. im Fall Asse);
- die Konsequenzen einer irrationalen Angstpropaganda, die am liebsten Grenzwerte von unter 1 μSv fordert, klar machen und die jenseits aller Fragen der Risikobewertung darauf hinauslaufen eine „allmächtige Instanz“ zu etablieren, die in einem Meer von Strahlen gefährliche von der ungefährlichen Strahlung unterscheiden kann; (Als DDR-Bürger habe ich genau so eine Instanz im Mai 1986 erlebt ...)
- auch emotional berühren und z.B. darauf hinweisen dass Gorleben (ähnlich wie Remlingen) eine „Opfergemeinde“ des MAIK werden wird.

Dies kann nur dann gelingen, wenn alte Argumentationslinien und rituell zelebrierte Argumente des Strahlenschutzes (wie z.B. der Vergleich mit der natürlichen Strahlenexposition) überdacht und in vielen Punkten geändert werden. Der Irrtum, dass gesellschaftliche Fragen zum Strahlenschutz auf rein fachlicher, ja sogar „wissenschaftlicher“ Basis beantwortet werden können, ist evident. Genau wie bei den „MAIKianern“ ist es aber auch für die „konventionellen“ Strahlenschützer schwer, alte Bahnen zu verlassen. Es bedarf deshalb junger Stimmen, die unbelastet von alten Positionen, neue Argumente vortragen können und nicht sofort aufgrund ihrer Geschichte in alte Schubladen gesteckt werden können. Diesen jungen Stimmen einige Anregungen zu geben, war das Ziel dieses Beitrags.

5. Anmerkung

Die in diesem Beitrag geäußerten Ansichten sind persönliche Ansichten des Verfassers. Sie basieren nicht nur auf strahlenschutzfachlichen Sachverhalten, sondern gehen bewusst darüber hinaus. Ich verstehe sie als Beitrag zu einem gesellschaftlichen Diskurs.

6. Literaturverzeichnis

- [1] J. Radkau, L. Hahn: Aufstieg und Fall der deutschen Atomwirtschaft. oekom / Gesellschaft für ökologische Kommunikation. München 2013 (Zitate: Seite 288)
- [2] H. Strohm: Friedlich in die Katastrophe. Verlag Zweitausendeins. 1981
- [3] R. Gellermann: Die Asse: Über unbequeme Wahrheiten und das Verdrängen unliebsamer Erkenntnisse. Strahlenschutzpraxis Heft 2/2016, S. 57 - 62
- [4] Bundesamt für Strahlenschutz: Asse Einblicke. Heft 29 (Nov. 2015)

BESORGNISWERTE FÜR RADIONUKLIDE IN BÖDEN NACH BODENSCHUTZRECHTLICHEN MAßSTÄBEN

LEVELS OF CONCERN FOR RADIOACTIVE CONTAMINATIONS IN SOIL ACCORDING TO SOIL PROTECTION STANDARDS

R. Gellermann¹⁾, D. Barkowski²⁾, M. Machtolf²⁾

¹⁾Nuclear Control & Consulting GmbH, Braunschweig, Deutschland

²⁾IFUA-Projekt-GmbH Bielefeld, Deutschland

Zusammenfassung

Im Beitrag wird die Frage untersucht, ob die im Bodenschutzrecht etablierten Maßstäbe für kanzerogene Noxen auch auf die Beurteilung radioaktiver Bodenkontaminationen anwendbar sind. Unter Bezug auf die im Bodenschutz angewandten Methoden zur Bewertung von Dosis-Wirkungsbeziehungen und Krebsrisikoabschätzungen sowie die Berechnungsmethoden zur Ableitung von Prüfwerten werden „Besorgniswerte“ für Bodenkontaminationen durch künstliche Radionuklide abgeleitet. Die erhaltenen Werte sind deutlich höher als die Werte für eine uneingeschränkte Freigabe von Bodenflächen nach StrlSchV. Die These, dass das Umweltschutzgut Boden bei Einhaltung der strahlenschutzrechtlichen Anforderungen geschützt ist, erfordert weitere Prüfungen, lässt sich aber wahrscheinlich bei einer Präzisierung des strahlenschutzfachlichen Rahmens bestätigen.

Summary

In the paper the question is examined whether the established soil protection standards for carcinogenic substances are also applicable to the assessment of radioactive soil contamination. Referring to the methods applied in soil protection for evaluation of dose-effect-relations and estimations of carcinogenic risks as well as the calculation methods for test values in soil protection “levels of concern” for soil contamination by artificial radionuclides are derived. The values obtained are significantly larger than the values for unrestricted clearance of ground according to the German Radiation Protection Ordinance (StrlSchV). The thesis that soil is protected according to environmental standards provided that radiation protection requirements are met needs further checks but can be probably confirmed if the radiation protection requirements are clearly defined.

Schlüsselwörter Boden, Kontamination, Radionuklide, Schutzziele, Umwelt

Keywords soil, contamination, radionuclides, protection objectives, environment

1. Einleitung

Der Schutz der Umwelt als Teil des Strahlenschutzes wird häufig auf die Bewertung von Strahlenexpositionen von Pflanzen und Tiere reduziert. Der Umweltbegriff ist aber deutlich weiter gefasst und schließt den Schutz der menschlichen Gesundheit (im Strahlenschutz als Schutz der Bevölkerung enthalten) sowie den Schutz der Umweltmedien Wasser, Boden, Luft und sogar Sachgütern [1] vor schädlichen Kontaminationen ein.

Zur Beurteilung von Kontaminationen in Wasser, Boden und Luft durch kanzerogene Noxen im Hinblick auf den Schutz der menschlichen Gesundheit werden im Umweltschutz methodische Ansätze genutzt, die auf einer linearen, schwellenfreien stochastischen Wirkung

der Stoffe aufbauen. Diese Ansätze sind prinzipiell mit den Dosiskonzepten des Strahlenschutzes vergleichbar. Daraus ergibt sich die Frage, ob der Strahlenschutz auch einen Schutz von Umweltmedien der nach Maßstäben der entsprechenden Fachgesetze sicherstellt. In diesem Beitrag werden dazu die Regelungen des Bodenschutzrechtes betrachtet.

Durch das Bundes-Bodenschutzgesetz (BBodSchG) werden die natürlichen und Nutzungsfunktionen des Bodens sowie seine Funktion als Archiv der Natur- und Kulturgeschichte geschützt. Aus der natürlichen Funktion des Bodens, Lebensraum für Menschen zu sein, leitet sich die Forderung ab, Bodenkontaminationen so zu begrenzen, dass sie für die menschliche Gesundheit dauerhaft keine Gefahr darstellen.

Im Falle von Altlasten, bei denen in der Vergangenheit Kontaminationen des Bodens erfolgt sind (im Strahlenschutz „bestehende Expositionssituationen“) liegt ein hinreichender Verdacht einer schädlichen Bodenveränderung in der Regel vor, wenn Untersuchungen eine Überschreitung von Prüfwerten ergeben, oder wenn eine Überschreitung von Prüfwerten begründet zu erwarten ist (§ 3 BBodSchV). Zur Vorsorge gegen das Entstehen schädlicher Bodenveränderungen (im Strahlenschutz „geplante Expositionssituationen“) enthält die BBodSchV für einige wenige Parameter Vorsorgewerte, fordert aber im § 9 Abs. 2, dass Einträge von Schadstoffen für die keine Vorsorgewerte festgesetzt sind, soweit technisch möglich und wirtschaftlich vertretbar zu begrenzen sind. Dies gilt insbesondere für die Stoffe, die nach der Gefahrstoffverordnung als krebserzeugend, erbgutverändernd oder fortpflanzungsgefährdend eingestuft sind.

2. Das Konzept der Prüfwerte im Bodenschutz

Prüfwerte sind im Bodenschutz als Maßstab zur Beurteilung schädlicher Bodenveränderungen etabliert. Im Rahmen eines abgestuften Vorgehens dienen sie in der Phase einer orientierenden Untersuchung zur Feststellung, ob ein Gefahrenverdacht durch Bodenkontaminationen ausgeschlossen werden kann oder ob zur weiteren Klärung der Gefahrensituation eine Detailuntersuchung auszuführen ist. Bestätigt sich in der Detailuntersuchung, dass die Bodenkontamination die den Prüfwerten zugrunde liegenden Annahmen zur Festlegung der Gefahrenschwelle überschreitet, so ist ein Handlungsbedarf zur Reduzierung der Gefährdung gegeben.

Als Maßstab zur Beurteilung von Bodenkontaminationen dient im Allgemeinen die tolerierbare resorbierte Dosis (TRD), die die Wirkschwelle für toxisch wirksame Stoffe als Folge einer dauerhaften inneren Belastung durch einen Schadstoff markiert [2]. Bei kanzerogenen Stoffen wird die Dosis zugrunde gelegt, die mit einem akzeptablen zusätzlichen Krebsrisiko von $1E-05$ pro Lebenszeit verknüpft ist. Zur Ableitung der Prüfwerte für kanzerogene Stoffe wird dann ein Risikowert herangezogen, der die gesundheitlichen Gefahren hinreichend wahrscheinlich erscheinen lässt [2]. Als Gefahrenfaktor für kanzerogene Stoffe wird ein Wert von 5 angesetzt, so dass sich ein gefahrenbezogenes Risiko von $5E-05$ pro Lebenszeit ergibt. Für Strahlendosen errechnet sich daraus mit dem Risikokoeffizient von 5 % pro Sievert nach ICRP 103 [3] eine effektive Dosis von 1 mSv pro Lebenszeit.

Obwohl dieser Wert aus strahlenschutzfachlicher Perspektive zunächst sehr niedrig erscheint, relativiert er sich durch die anzuwendenden Expositionsannahmen. In der Methodik zur Ableitung der Prüfwerte nach BBodSchV [2] werden als Aufnahmepfade einer Exposition die direkte orale Bodenaufnahme (Strahlenschutz: „Direktingestion“) und alternativ eine Inhalation

von Bodenpartikeln über den Staub betrachtet. Die dermale Aufnahme von Schadstoffen spielt nur bei organischen Verbindungen eine Rolle und kann hier außer Acht gelassen werden.

Da eine orale Bodenaufnahme vor allem im Kindesalter stattfindet, werden bodenschutzrechtlich zur Quantifizierung des Wirkungspfades Boden-Mensch im sensibelsten Nutzungsszenario „Kinderspielflächen“ nur 8 Jahre Expositionszeit (1 – 8. Lebensjahr) und eine Bodenaufnahmerate von 120 g/a zugrunde gelegt. Damit ergeben sich formal radiologische Prüfwerte von Bodenkontaminationen bei oraler Bodenaufnahme (Ingestion):

$$PW_{\text{Ing,rad}} = (1 \text{ mSv} / 8 \text{ a}) / 120 \text{ g/a} = 0,0010 \text{ mSv/g}$$

Für die inhalative Bodenaufnahme erhält man mit den Expositionsannahmen aus [2] mit einer täglichen Aufnahmerate von 0,82 mg/d an 240 Tagen im Jahr (entsprechend 0,197 g/a) für ein Kind mit 10 kg Körpergewicht im sensibelsten Nutzungsszenario „Kinderspielflächen“ und für 8 Jahre Expositionszeit

$$PW_{\text{Inh,rad}} = (1 \text{ mSv} / 8 \text{ a}) / (0,197 \text{ g/a}) / 5 = 0,13 \text{ mSv/g}$$

Der Divisor 5 diese Formel berücksichtigt eine Schadstoffanreicherung in der lungengängigen Feinfraktion des Bodens (Staub) um den Anreicherungsfaktor 5.

Die oben abgeleiteten Prüfwerte können bei Kenntnis der Nuklidzusammensetzung einer Bodenkontamination in spezifische Aktivitäten umgerechnet werden. Die spezifische Bodenaktivität eines Prüfwertes errechnet sich dabei gemäß

$$a_{\text{PW, ing}} (\text{Bq/g}) = PW_{\text{Ing,rad}} / DK_{\text{ing}} \quad \text{für den Wirkpfad orale Bodenaufnahme (Ingestion)}$$
$$a_{\text{PW, inh}} (\text{Bq/g}) = PW_{\text{Inh,rad}} / DK_{\text{inh}} \quad \text{für den Wirkpfad inhalative Bodenaufnahme (Inhalation)}$$

Hier sind DK Dosiskoeffizienten für die innere Strahlenexposition bei Ingestion (Index „ing“) oder Inhalation (Index „inh“). Diese Dosiskoeffizienten quantifizieren die effektive Folgedosis über 50 Jahre bei einmaliger Aufnahme von Radionukliden und ordnen das zugehörige Risiko an Krebs zu erkranken dem Jahr der Aufnahme zu. Daher wird das Konzept der BBodSchV, das Lebenszeitrisiko zum Bewertungsmaßstab zu machen, durch die Dosiswerte nach Strahlenschutzkonzepten gut abgebildet.

Eine Anwendung dieses Konzeptes für die Bewertung von radioaktiven Bodenkontaminationen in der Stadt Hannover wurde in den Arbeiten [4], [5], [6] ausführlich dargestellt und diskutiert.

3. Besorgniswerte für Radionuklidkontaminationen des Bodens

Mit den im vorhergehenden Kapitel aufgeführten Formeln können Prüfwerte für Radionuklide formal berechnet werden. In Tab. 1 sind solche Werte für ausgewählte Radionuklide zusammengestellt. Um die Betrachtungen den im Bodenschutz berücksichtigten Altersbereich anzunähern, wurden die Dosiskoeffizienten nach [7] für die Altersgruppe 2-7 Jahre verwendet. Soweit Dosiskoeffizienten für unterschiedliche Bindungsformen oder Lungenabsorptionsklassen vorlagen, wurde der jeweils größte Wert benutzt.

Die in Tab. 1 aufgeführten Radionuklide wurden aus den in ICRP 108 [8] genannten Radionukliden mit der Maßgabe ausgewählt, dass sie künstliche Radionuklide sind, für die in

Anlage III Tabelle 1 Spalte 7 StrlSchV Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe von Bodenflächen gelistet sind und deren Halbwertszeit größer als 100 Tage ist.

Tab. 1: Nach bodenschutzrechtlichen Kriterien abgeleitete Prüfwerte und Besorgniswerte sowie Freigrenzen und Freigabewerte nach StrlSchV zum Vergleich. Erläuterungen s. Text.

Radionuklid (100 d < T _{1/2} < 1 a)	Prüfwert Boden (Ingestion) Bq/g	Prüfwert Boden (Inhalation) Bq/g	Besorgniswerte Boden Bq/g	Freigrenze nach StrlSchV Bq/g	Freigabewert StrlSchV für Bodenflächen Bq/g
H-3 (Wasser)	3,23E+04	1,78E+06	6.450	1,00E+06	3
C-14	1,01E+03	1,18E+04	2,02	10.000	0,04
Ca-45	3,85E+02	1,81E+04	76,9	1,00E+07	0,04
Mn-54	5,26E+02	3,42E+04	105	10	0,9
Co-57	1,12E+03	2,32E+05	225	100	0,8
Co-60	5,88E+01	2,20E+03	11,8	10	0,03
Ni-59	5,26E+03	1,37E+05	1.050	10.000	8,0
Ni-63	2,17E+03	2,71E+04	435	1,00E+05	100
Zn-65	1,03E+02	2,28E+04	20,6	10	0,01
Se-75	1,20E+02	3,82E+04	24,1	100	4,0E-03
Sr-90+	2,13E+01	2,00E+03	4,26	100	0,02
Nb-94	1,89E+02	1,57E+03	37,7	10	0,05
Ru-106+	4,00E+01	2,03E+03	8,0	100	0,3
Ag-110m+	1,28E+02	5,00E+03	25,6	k.A.	7,0E-03
Sb-125+	4,17E+02	3,51E+04	83,3	100	0,08
Cs-134	7,69E+01	2,50E+04	15,4	10	0,05
Cs-135	5,88E+02	2,10E+05	118	10.000	0,4
Cs-137+	1,04E+02	1,86E+03	20,8	10	0,06
Ce-144	5,26E+01	1,48E+03	10,5	100	0,4
Eu-152	2,44E+02	1,86E+03	48,8	10	0,07
Eu-154	1,54E+02	1,34E+03	30,8	10	0,06
Eu-155	9,09E+02	9,29E+03	182	100	2,0
Ir-192	2,17E+02	2,28E+04	43,5	10	0,1
Pu-238	3,23E+00	2,32E+00	0,46	1	0,06
Pu-239	3,03E+00	2,17E+00	0,43	1	0,04
Pu-240	3,03E+00	2,17E+00	0,43	1	0,04
Pu-241	1,82E+02	1,41E+02	28,3	100	4,0
Am-241	3,70E+00	2,55E+00	0,51	1	0,06
Cm-242	2,56E+01	1,08E+01	2,17	100	0,4
Cm-243	4,55E+00	1,37E+00	0,27	1	0,07
Cm-244	5,26E+00	1,57E+00	0,31	10	0,08

Da die formal berechneten Prüfwerte die äußere Strahlenexposition durch Direktstrahlung nicht enthalten, kann das rechnerische Erkrankungsrisiko bei einer realen Bodenkontamination in Höhe dieser Werte etwas höher ausfallen als es dem bodenschutzrechtlichen Maßstab der Prüfwerte entspricht. Viel wesentlicher ist allerdings der grundsätzliche konzeptionelle Unterschied im Hinblick auf die Berücksichtigung von naturbedingten Schadstoffgehalten. Soweit diese natürlichen (oder auch großflächig siedlungsbedingt erhöhten) Schadstoffgehalte die

Prüfwerte nicht (annähernd) ausschöpfen oder übersteigen, ist die messbare Bodenkontamination das Bewertungskriterium. Für natürliche Radionuklide wurden in [4] Prüfwerte für Bodenkontaminationen durch Uran und/oder Thorium sowie deren Tochternuklide von 0,2 Bq/g U-238sec + Th-232sec abgeleitet. Für den norddeutschen Raum mit Böden geringer natürlicher Radionuklidgehalte liegt dieser Prüfwert hinreichend weit über dem Hintergrundniveau, für das in [4] Werte von 0,017 Bq/g U-238sec und 0,022 Bq/g Th-232 abgegeben werden. Legt man als Hintergrundwerte die allgemeinen Werte der spezifischen natürlichen Untergrund-Aktivität nach den Berechnungsgrundlagen Bergbau [9] von 0,05 Bq/g U-238 und 0,04 Bq/g Th-232 zugrunde, dann ergibt sich mit den in [4] dargestellten Abschätzungen, dass ca. 40 % des nach bodenschutzrechtlichen Vorgaben einzuhaltenden gefahrenbezogenen Risikos bereits durch die naturbedingten Radionuklidgehalte des Bodens ausgeschöpft werden. Bei zugrunde legen eines akzeptablen zusätzlichen Risikos ohne Gefahrenbezug wäre daher bereits bei (vielen) Böden diese Risikoschwelle als Folge der natürlichen Radionuklidgehalte ausgeschöpft oder überschritten.

Betrachtet man, wie im Strahlenschutz üblich, die künstlichen Radionuklide als eine besondere Gruppe von Radionukliden, dann können für diese Gruppe (trotz einer grundsätzlichen Ubiquität in allen Umweltmedien) die naturbedingten Aktivitätskonzentrationen außer Acht gelassen werden. Gerade für diese Gruppe von Radionukliden ist aber auch zu fragen, ob Bodenkontaminationen bei geplanten Expositionssituationen den Schutzziele des Bodenschutzes entsprechen. Das im Hinblick auf diese Frage heranzuziehende Schutzziel darf nicht die den Prüfwerten zugrunde liegende Gefahrenschwelle sein.

Als geeigneter Maßstab, um eine geringfügige radioaktive Bodenkontamination bei geplanten Expositionssituationen nach bodenschutzrechtlichen Anforderungen zu bemessen, bietet sich an, die Dosis anzunehmen, die mit einem akzeptablen zusätzlichen Krebsrisiko von $1E-05$ pro Lebenszeit verknüpft ist, ohne Herstellung des Gefahrenbezuges. Diese Dosis ist um den Faktor 5 geringer als diejenige, die den Prüfwerten zugrunde liegt.

Mit diesem Ansatz abgeleitete Werte werden in dieser Arbeit als „Besorgniswerte“ bezeichnet, wobei der Term „Besorgnis“ auf eine im umweltrechtlichen Kontext grundsätzlich nachteilige Veränderung hinweist. Liegen Kontaminationen unterhalb der Besorgniswerte, so können sie hinsichtlich der damit abgedeckten Wirkung (hier: Krebserkrankungen bei Menschen) als geringfügig angesehen werden.

Um Besorgniswerte für Bodenkontaminationen bei geplanten Expositionssituationen abzuleiten, wurde der nach den Formeln des Kapitels 2 berechnete sensitivste Prüfwert für die Expositionspfade Ingestion oder Inhalation um den Faktor 5 vermindert. Die so erhaltenen Werte sind in Tab. 1 aufgeführt. Um einen Bezug zu den im Strahlenschutz etablierten Werten herzustellen, sind außerdem die zugehörigen Freigrenzen der spezifischen Aktivität (Anlage III Tabelle 1 Sp. 3 StrlSchV) und die Werte für uneingeschränkte Freigabe von Bodenflächen (Anlage III Tabelle 1 Sp. 7 StrlSchV) aufgeführt.

4. Diskussion

In den vorhergehenden Kapiteln wurde gezeigt, dass Maßstäbe und Methoden des Bodenschutzes herangezogen werden können, um radioaktive Bodenkontaminationen zu beurteilen. Wie im Strahlenschutz üblich, bedürfen solche Werte für die Beurteilung von Nuklidgemischen der Anwendung der Summenformel.

Die in Tab.1 aufgeführten Werte beziehen sich auf das im Bodenschutz sensibelste Nutzungsszenario Kinderspielplätze. Für Wohngebiete wären die Werte um den Faktor 2 für Park- und Freizeitflächen sogar um den Faktor 5 zu erhöhen.

Bereits die für das Nutzungsszenario Kinderspielplätze erhaltenen Besorgniswerte liegen für die in Tab. 1 aufgeführten Radionuklide sämtlich höher als die Freigabewerte für Bodenflächen nach StrlSchV, für einige Radionuklide sogar höher als die Freigrenze. Damit wäre die Schlussfolgerung nahe liegend, dass bei Einhaltung der strahlenschutzrechtlichen Anforderungen auch die im Bodenschutz etablierten Maßstäbe zum Schutz der menschlichen Gesundheit für die kanzerogene Noxe „Radioaktivität“ eingehalten sind. Im Detail zeigt sich aber, dass für einige in Tab. 1 nicht aufgeführte kurzlebige Radionuklide (z.B. S-35) die nach gesundheitlichen Kriterien abgeleiteten Besorgniswerte auch niedriger als die Freigabewerte nach StrlSchV liegen können. Eine dauerhafte Kontamination von Bodenflächen mit solchen kurzlebigen Radionukliden als Folge genehmigter Ableitungen mit Luft oder Wasser kann allerdings bei realistischer Betrachtung praktisch ausgeschlossen werden.

Für die Einordnung der hier vorgestellten Werte in den Strahlenschutz ist auf folgende Aspekte hinzuweisen:

- Die in dieser Arbeit vorgenommene Unterscheidung von natürlichen und künstlichen Radionukliden ist eine Arbeitsannahme, die ggf. noch vertiefend zu begründen wäre.
- Eine Aussage zum Bodenhorizont, der bei einer entsprechenden Beurteilung von Bodenkontaminationen zu betrachten wäre, wurde in dieser Arbeit nicht betrachtet.
- Die Besorgniswerte (genau wie die Prüfwerte) beruhen auf Modellen, die den Schutz der menschlichen Gesundheit bewerten. Eine Aussage über den Schutz anderer Bodenfunktionen, wie z.B. für den Wirkungspfad Boden - Nutzpflanze im Hinblick auf das Pflanzenwachstum im Bodenschutz enthalten sind, ist aus den Besorgniswerten nicht direkt ableitbar.
- Die im Bodenschutz enthaltenen Anforderungen an die Begrenzung des Erkrankungsrisikos, die umgerechnet auf Strahlendosen sehr gering sind (bei den Besorgniswerten 0,2 mSv Lebenszeitdosis!), sind weniger restriktiv sie als formal erscheinen, da nur die innere Exposition durch eine direkte Aufnahme von Bodenpartikeln betrachtet wird und das Bezugsszenario Kinderspiel nur eine Inkorporation in acht Lebensjahren einschließt.

Trotz dieser zu beachtenden Aspekte kann aus den hier vorgestellten Sachverhalten und Zusammenhängen geschlussfolgert werden, dass die These, nach der das Schutzgut Boden bei Einhaltung der strahlenschutzrechtlichen Anforderungen auch nach bodenschutzrechtlichen Anforderungen geschützt ist, durch entsprechende Prüfungen belegt werden kann und sich wahrscheinlich bei einer Präzisierung des strahlenschutzfachlichen Rahmens bestätigen lässt.

5. Literaturverzeichnis

- [1] R. Gellermann, W. Löbner: Umweltauswirkungen von Vorhaben auf Sachgüter – der Aspekt Radioaktivität. UVP-report 30 (1): S. 15-23 2016
- [2] G. Bachmann u.a.: Berechnung von Prüfwerten zur Bewertung von Altlasten. Herausg. vom Umweltbundesamt. Erich Schmidt Verlag 1999

- [3] International Commission on Radiological Protection (ICRP). The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103, Ann. ICRP 37(2-4), Elsevier, 2007, ISBN 978-0-7020-3048-2. Deutsche Ausgabe herausgegeben von Bundesamt für Strahlenschutz (2009)
- [4] R. Gellermann, P. Günther, B. Evers: Beurteilung von Bodenkontaminationen mit Radioaktivität im Gebiet Hannover-List nach Maßstäben und Ansätzen der BBodSchV. Teil 1: Ableitung von Prüfwerten. Umweltwissenschaften und Schadstoff-Forschung. 22 Heft 2 März 2010. S. 116-122
- [5] R. Gellermann, P. Günther, B. Evers: Beurteilung von Bodenkontaminationen mit Radioaktivität im Gebiet Hannover-List nach Maßstäben und Ansätzen der BBodSchV. Teil 2: Plausibilitätsprüfung. Umweltwissenschaften und Schadstoff-Forschung. Bd. 22 Heft 6 Dez. 2010. S. 694-701
- [6] R. Gellermann, P. Günther, B. Evers: Beurteilung von Bodenkontaminationen mit Radioaktivität im Gebiet Hannover-List nach Maßstäben und Ansätzen der BBodSchV. Anwendung der Prüfwerte und Ermittlung des Maßnahmebedarfs. Altlastenspektrum Heft 1/2012. S. 13-18
- [7] Bundesanzeiger Nr. 160a und b vom 28. August 2001 Teil II.
- [8] International Commission on Radiological Protection (ICRP). Environmental Protection – the Concept and Use of Reference Animals and Plants. ICRP Publication 108, Ann ICRP 38 (4-6), Elsevier, 2008, ISBN 13 978-0444529343
- [9] Berechnungsgrundlagen zur Ermittlung der Strahlenexposition infolge kontaminationsbedingter Umweltradioaktivität (Berechnungsgrundlagen - Bergbau). Bundesamt für Strahlenschutz 2010

STRAHLENSCHUTZ IN KERNANLAGEN: KOMPLEXITÄT VERSUS SYSTEMATIK

RADIATION PROTECTION IN NUCLEAR FACILITIES: COMPLEXITY VERSUS SYSTEMATIC APPROACH

S.G. Jahn¹⁾

¹⁾Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI), Industriestr. 19, CH 5200 Brugg

Zusammenfassung

Wenn man die vielen unterschiedlichen Strahlenquellen in einem Kernkraftwerk, ihre möglichen chemischen und physikalischen Zustände, die verschiedenen Expositionspfade sowie die unterschiedlichen zu schützenden Personen und Objekte bedenkt, so liegt die Anzahl der möglichen Expositionssituationen in einer Kernanlage bei mehreren Tausend pro Jahr. Um den Strahlenschutz bei dieser Komplexität lückenlos zu gewährleisten, ist eine systematische Vorgehensweise bei der Planung von Anlagenänderungen oder bei der Vorbereitung von strahlenschutzrelevanten Tätigkeiten zwingend. Aus der Erfahrung bei der Bearbeitung zahlreicher Aufsichtsaufgaben sowie durch den Informationsaustausch in Expertengremien hat das ENSI ein systematisches Bewertungsverfahren mit Strahlenschutzzielen und Teilschutzzielen weiterentwickelt. Diese Systematik, welche komplementär zum Schutzzielkonzept der IAEA zu sehen ist, wird vom ENSI z.B. in Freigabeverfahren oder bei Inspektionen angewendet.

Summary

Considering the amount of radiation sources in nuclear power plants, their chemical and physical state, the miscellaneous exposure pathways as well as varying limits, reference values and constraints for the protection of persons, tissues and environment, the number of different exposure situations per year ranges up to several thousands. With this complexity a systematic approach for planning a new facility, modification, decommissioning or operation is necessary to ensure complete radiation protection without gaps. The Swiss federal nuclear safety inspectorate (ENSI) is developing and testing a system of safety objectives, functions and measures, which is complementary to the IAEA fundamental safety objectives and requirements.

Schlüsselwörter: Grundsätze, Schutzziele, Sicherheitsebenen, Schutzmassnahmen

Keywords: fundamental safety objective, safety functions, defence in depth

1. Komplexität der Expositionssituationen (Einleitung)

Das Aktivitätsinventar aller Brennstoffpellets eines typischen Kernkraftwerk-Reaktors im Leistungsbetrieb liegt in der Grössenordnung von 10^{21} Bq. Die Sicherheitsmassnahmen in einem Kernkraftwerk konzentrieren sich hauptsächlich auf den sicheren Einschluss dieser Strahlenquelle im sowie nach dem Leistungsbetrieb. Neben diesen Brennstoffpellets gibt es noch zahlreiche weitere Strahlenquellen in einem Kernkraftwerk, deren Gesamtaktivität zwar einige Grössenordnungen niedriger ist, jedoch ebenso wie die Brennstoffpellets zu einer relevanten Exposition des Personals oder zu unzulässigen Freisetzungen in die Umwelt führen können. Dazu zählen aktivierte Kerneinbauten, radioaktive Medien, kontaminierte Systeme, Einrichtungen und Werkzeuge sowie radioaktive Abfälle aller Art. Daneben müssen auch Strahlenquellen wie z.B. Radiographiequellen für die zerstörungsfreie Materialprüfung,

Kalibrierstrahler, Gepäckdurchstrahlungsanlagen oder thoriumhaltige Schweisselektroden mit beachtet werden. All diese Quellen kommen ebenfalls in anderen Kernanlagen zum Einsatz, weshalb der Beitrag sich nicht nur auf Kernkraftwerke bezieht. All diese Strahlenquellen liegen je nach Anwendungsart oder Betriebszustand, inklusive nicht auszuschliessenden Abweichungen vom vorgesehen Normalbetrieb (Betriebsstörungen und Stöfälle), in vielfältigen physikalischen und chemischen Formen vor. Kombiniert man nun zu dieser Vielfalt an Quellen die möglichen Expositionspfade (Direktstrahlung, Streustrahlung, Hautkontamination, Inhalation, Ingestion, etc.) und bedenkt die verschiedenen, zu schützenden Personengruppen, Körperteile und Objekte, für die es auch noch unterschiedliche Grenzwerte gibt, so erhält man jährlich mehrere tausend unterschiedliche, aber grundsätzlich planbare Expositionssituationen, auf die mit Schutz- und Überwachungsmassnahmen zu reagieren ist.

2. Systematik im Strahlenschutz

Um den Strahlenschutz bei dieser Komplexität der Expositionssituationen lückenlos zu gewährleisten, ist eine systematische Vorgehensweise bei der Planung von Anlagenänderungen oder bei der Vorbereitung von strahlenschutzrelevanten Tätigkeiten zwingend. Auf der Grundlage internationaler Empfehlungen, aus der Erfahrung bei der Bearbeitung zahlreicher Aufsichtsaufgaben sowie durch den Informationsaustausch in Expertengremien hat das ENSI ein systematisches Bewertungsverfahren entwickelt, welches hauptsächlich auf Strahlenschutzzielen und Teilschutzzielen basiert. Diese Systematik, welche komplementär zum Schutzzielkonzept der IAEA [1] (fundamental safety functions and plant states) zu sehen ist, wird vom ENSI zurzeit in Freigabeverfahren, bei Inspektionen, Überprüfung von Ausbildungskursen, Bewertung von Notfallübungen und der Analyse von Vorkommnissen getestet. Diese strukturierte Vorgehensweise hat sich bisher bewährt.

2.1 Sicherheitsgrundsätze, -konzepte und -prinzipien

In der Literatur werden zum Teil gleiche oder ähnliche Begriffe mit unterschiedlichem Inhalt und Umfang verwendet. In diesem Abschnitt werden nicht diese Unterschiede, sondern die Gemeinsamkeiten aus Schweizer Sicht zur Erläuterung verwendet, weshalb im Folgenden nicht auf eine scharfe Definition der einzelnen Begriffe geachtet wird.

Analog zum primären Grundsatz des Strahlenschutzes „Mensch und Umwelt vor Gefährdungen durch ionisierende Strahlen zu schützen“ (gemäss Art. 1 des schweizerischen Strahlenschutzgesetzes) lautet der Grundsatz der nuklearen Sicherheit in den Kernanlagen „Bei der Nutzung der Kernenergie sind Mensch und Umwelt vor Gefährdungen durch ionisierende Strahlen zu schützen“ (gemäss Art. 4 des schweizerischen Kernenergiegesetzes). Um diesen Grundsatz in allen Betriebszuständen und für alle Tätigkeiten vorsorglich zu gewährleisten, müssen alle erforderlichen Sicherheitsmassnahmen vorbereitet und funktionell sein. In diesem Beitrag wird der Begriff der „Sicherheitsmassnahme“ als Überbegriff für Ausdrücke wie die Sicherheitsfunktion, die Systemfunktion, die Schutzmassnahmen und die mit einer Interventionsmassnahme gekoppelten Überwachungsmassnahmen verstanden.

Die IAEA sowie auch der KTA [3] empfehlen, für die lückenlose Festlegung der Sicherheitsmassnahmen unterschiedliche Sicherheitskonzepte nebeneinander anzuwenden. D.h. die Sicherheitskonzepte stellen jeweils eine Dimension einer mehrdimensionalen Matrix dar, deren einzelne Felder durch Sicherheitsmassnahmen, soweit anwendbar, zu besetzen sind. Als Sicherheitskonzepte haben sich das „Schutzzielkonzept“ sowie das „Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen“ etabliert. In all diesen Fällen sind die Strahlenschutz-Grundprinzipien

„Rechtfertigung“, „Begrenzung“ und „Optimierung“ zu beachten (siehe auch safety principles in IAEA [2]). Bezüglich der Begrenzung und Optimierung ist die sorgfältige und detaillierte Planung der Vorhaben wichtig. Hierbei sind die Gefahrenermittlung bei Normalbetrieb sowie das Risiko von Störfällen abzuschätzen und Schutz- und Überwachungsmaßnahmen. Durch den Vergleich der gewonnenen Sicherheit (Reduktion der Strahlenexposition) mit den Kosten der Massnahmen (ALARA), wird der sogenannte „graded approach“ berücksichtigt. Neben den Kosten ist jedoch auch die Auswirkung auf die Sicherheitskultur betriebsintern sowie auf das Image nach Aussen zu beachten.

2.2 Schutzziele der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes

In Anlehnung an die IAEA Fundamental Safety Functions [1] und den KTA Basisregeln [3] wurden in der Schweiz die ersten vier Schutzziele in der folgenden Tabelle für die nukleare Sicherheit in Kernanlagen festgelegt [4]:

Schutzziel	Teilschutzziel
1. Kontrolle der Reaktivität	...
2. Kühlung der Brennelemente	...
3. Einschluss radioaktiver Stoffe	3.1 Integrität der Barrieren im Leistungsbetrieb von Kernreaktoren
	3.2 Integrität der Kontrollbereichsgrenzen und Systembarrieren
	3.3 Integrität der Lager- und Transportbehälter inkl. endkonditionierter Abfallgebinde und geol. Barrieren
4. Begrenzung der Strahlenexposition	4.1 Reduktion der Aktivitätsinventare auf das minimal Notwendige
	4.2 Begrenzung und Optimierung der externen Strahlenexposition
	4.3 Verhinderung der Inkorporation und der Personenkontamination sowie Minimierung der internen Strahlenexposition
Schutzzielübergreifende Massnahmen	Managementsystem/Prozesse
	Aufbauorganisation/Personal

Zudem wurden weitere Sicherheitsmassnahmen in Anlehnung an die KTA Basisregeln 5 bis 7 für das ENSI Aufsichtsverfahren zu einem weiteren, dem 5. Schutzziel „Schutzzielübergreifende Massnahmen“ zusammengefasst. Hierzu zählen das Managementsystem mit Prozessen wie z.B. Sicherheitsanalysen, Alterungsüberwachung, Instandhaltung, Änderungsverfahren und Planung, sowie Organisatorische/Personelle Massnahmen wie z.B. Gewährleistung einer Aufbauorganisation, Stellen- bzw. Funktionsbeschreibungen, die Personalrekrutierung und die Aus- u. Weiterbildung.

Die Schutzziele 1 und 2 dienen zwar ebenfalls dem primären Grundsatz „Schutz vor ionisierender Strahlung“, sind jedoch keine primären Aufgaben des betrieblichen Strahlenschutzes, auch wenn es Schnittstellen wie z. B. in der Wasserchemie gibt. Aus diesem Grund werden hier nur die Schutzziele 3 bis 4 diskutiert. Die schutzzielübergreifenden Massnahmen werden in diesem Beitrag aus Platzgründen ebenfalls nicht weiter erläutert.

2.3 Teilschutzziele innerhalb des Schutzziels 3 „Einschluss radioaktiver Stoffe“

Für den Einschluss der radioaktiven Stoffe wird in der schweizerischen Strahlenschutzgesetzgebung zwischen offenen und geschlossenen radioaktiven Stoffen unterschieden. Als geschlossene radioaktive Quellen werden radioaktive Stoffe bezeichnet, wenn diese entweder durch in der Regel zertifizierte Behälter oder eine feste Matrix umschlossen sind und eine Freisetzung unter normalen Betriebsbedingungen nicht stattfinden kann. Alle anderen Formen von radioaktiven Stoffen werden als offene radioaktive Quellen bezeichnet. Liegt deren Aktivität oberhalb der Bewilligungsgrenze - nuklidspezifische Werte sind in der Strahlenschutzverordnung aufgeführt - so ist deren Handhabung nur in der „kontrollierten Zone“ erlaubt (in Deutschland und in Zukunft in der Schweiz „Kontrollbereich“ genannt). Damit ergeben sich zwei separate Teilschutzziele für den Einschluss radioaktiver Stoffe. Da dem Aktivitätsinventar des Brennstoffs im und nach Leistungsbetrieb (inkl. der daraus erfolgten Störfälle) eine besondere Aufmerksamkeit zugeordnet werden muss und die Integrität (bzw. Funktionalität) und Störfallfestigkeit der hierfür notwendigen Sicherheitsbarrieren eine komplexe, über mehrere Abteilungen/Bereiche reichende Aufgabe darstellt, lässt sich das Schutzziel 3 „Einschluss radioaktiver Stoffe“ sinnvollerweise in drei Teilschutzziele unterteilen (siehe Tabelle).

Dem Teilschutzziel 3.1 sind die gestaffelten Sicherheitsbarrieren zugeordnet, welche die Aktivität der Brennstofftabletten im und nach Leistungsbetrieb inkl. der daraus erfolgten Störfälle einschliessen. Die in der KTA [5] bezeichneten 4 Barrieren für den Einschluss des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns hat das ENSI zu 3 Aufsichtsschwerpunkte mit den Bezeichnungen 3.1.1 „Integrität der Brennstoffmatrix und der Brennstabhülle“, 3.1.2 „Integrität der druckführenden Umschliessung des Primärkühlkreislauf“ und 3.1.3 „Integrität des Primärcontainers“. Die meisten Aufgaben zu diesem Teilschutzziel, sind nicht dem betrieblichen Strahlenschutz zugeordnet. Ausnahmen bilden zum Teil die Überwachungsmassnahmen. Aus diesem Grund wird hier nicht weiter auf die Sicherheitsbarrieren des Teilschutzziels 3.1 eingegangen.

Das Teilschutzziel 3.2 „Integrität der Kontrollbereichsgrenzen und Systembarrieren“ umfasst einerseits die Aussengrenze von Räumen oder Gebäuden, die als Kontrollbereich eingestuft wurden, sowie die Barrieren zwischen den medienführenden Systemen (Rohre, Behälter und Komponenten wie z.B. Ventile, Wärmetauscher) innerhalb des Kontrollbereichs. In Anlehnung an die KTA [5] werden zur Gewährleistung des Einschlusses im Normalbetrieb und bei Betriebsstörungen mindestens zwei voneinander unabhängige Barrieren zwischen radioaktivem Stoff und der Umwelt gefordert (2-Barrieren-Kriterium). Zu den möglichen Barrieren der kontrollierten Zone zählen:

- die vollständige Umschliessung der kontrollierten Zone durch die Zonenaussengrenze
- die gestaffelte Unterdruckhaltung in der kontrollierten Zone
- feste oder temporäre Barrieren zwischen den Räumen oder Bereichen der kontrollierten Zone bei Vorliegen unterschiedlicher radiologischer Risiken
- Umschliessung der Systeme, welche radioaktive Medien beinhalten können (radioaktive Systeme)
- Umschliessung der zur Umwelt offenen Systeme (inaktive Systeme) innerhalb der kontrollierten Zone (Trinkwasser, Heizungswasser, Niederschlagswasser, etc.)
- Isolationskomponenten zwischen diesen Systemen (Ventile, Klappen, Filter, etc.)
- Druckdifferenzen zwischen Systemen
- Wasservorlagen (Brennelementbecken, Pools, Siphons, ...)
- die Begrenzung und Optimierung durch Rückhaltung mittels Filter oder Abklingstrecken sowie die Überwachung und Bilanzierung der Abgabe radioaktiver Stoffe

- über die Abluft/-gase aus radioaktiven Systemen und aus dem Kontrollbereich
- über das Abwasser aus radioaktiven Systemen und aus dem Kontrollbereich mittels der Rückhaltefunktion von Filtern, Abklingstrecken und Isolationsarmaturen in Verbindung mit Messeinrichtungen an den Durchdringungen des Kontrollbereichs
- Schleusen in Verbindung mit Mess- und Dekontaminationsrichtungen beim Personen- und Materialtransfer über die Zonengrenze

Für das Teilschutzziel 3.3 liegen je nach Art des Behälters, Transport, Lagerung von radioaktiven Stoffen oder Endlagerung radioaktiver Abfälle eine Vielzahl von Anforderungen an die Barrieren in den einschlägigen Verordnungen, Richtlinien, Spezifikationen und internationalen Vorschriften vor, weshalb hier nicht weiter darauf eingegangen wird.

2.4 Teilschutzziele innerhalb des Schutzziels 4 „Begrenzung der Strahlenexposition“

In der IAEA wurde die nukleare Sicherheit lange Zeit durch die Gewährleistung der ersten drei Schutzziele als erfüllt betrachtet, was für die Störfallvorsorge auch zum Grossteil stimmt. Jedoch für den Normalbetrieb inklusive der Instandhaltung der Kernanlagen sind weitere zu den drei Schutzzielen komplementäre Teilschutzziele erforderlich, um den Strahlenschutz vollständig abzubilden. Diese Teilschutzziele wurden zum Schutzziel 4 zusammengefasst (siehe Tabelle).

Das Teilschutzziel 4.1 „Reduktion der Aktivitätsinventare auf das Notwendige“ kann wiederum unterteilt werden in:

- Verhinderung unerwünschter Aktivierung im Reaktor durch Vermeidung
 - von Fremdkörpereintrag
 - von aktivierbaren Materialien im Primärkreislauf
 - von korrodierenden Materialien im Primärkreis
 - von aktivierbaren und korrosionsfördernden Chemikalien
- Reduktion radioaktiver Stoffe im Reaktorwasser und Primärkreislauf (inkl. Hotspot-Entfernung) durch eine effiziente Reaktorwasserreinigung
- Optimierte wasserchemische Fahrweise, um die Bildung von Korrosionsprodukten zu unterdrücken sowie die Ablagerungen von Aktivierungsprodukten zu minimieren.
- Minimierung der Kontaminationen sonstiger Systeme, Komponenten und Räume der kontrollierten Zone durch regelmässige Überwachung der Kontamination, Veranlassung von Dekontamination, Gewährleistung dekontaminierbarer und leicht zugänglicher Oberflächen. saubere Zonenwäsche
- Möglichst rasche Entsorgung radioaktiver Abfälle durch Konditionierung radioaktiver Abfälle, sicherer Lagerung konditionierter Abfälle oder/und Transport zu Zwischen- oder Endlager
- Verpackung und Lagerung radioaktiver Stoffe ausserhalb der für sonstige Tätigkeiten genutzten Bereiche

Zu den einzelnen Schutzfunktionen, welche für die Teilschutzziele 4.2 „Begrenzung und Optimierung der externen Strahlenexposition“ sowie 4.3 „Verhinderung oder Begrenzung der Inkorporation und der Personenkontamination“ (bei vorliegender Kontamination) kann hier leider nicht im Detail eingegangen werden. Stattdessen sei hier auf die in jeder Strahlenschutz-Ausbildung erläuterten AAA-Regeln, persönlichen Schutzausrüstungen, Gebote und Verbote zum Verhalten in Kontrollbereichen, u.s.w. verwiesen. Zur Gewährleistung der Teilschutzziele 4.2 und 4.3 sind die jeweiligen unterschiedlichen, zu schützenden Personengruppen sowie

deren Organe und Extremitäten zu berücksichtigen und dementsprechende Massnahmen zu treffen. Hierfür ist die Unterteilung in beruflich strahlenexponierte Personen, Personen auf dem Betriebsareal und meist betroffene Bevölkerungsgruppe wichtig.

2.5 Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen

Gemäss dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen (detaillierte Beschreibung siehe ENSI Richtlinie G08 [6]) ist für jedes Vorhaben die Notwendigkeit von

- Massnahmen für die Aufrechterhaltung des Normalbetriebs (bzw. für den vorgesehenen Prozess) d.h. für die Verhinderung von Abweichungen (Sicherheitsebene 1),
- Massnahmen für die Rückführung des Zustands, falls es geringfügige Abweichungen (Betriebsstörungen) gegeben hat (Sicherheitsebene 2),
- Massnahmen für die Beherrschung von Auslegungsstörfällen (Sicherheitsebene 3),
- Massnahmen für die Reduktion der Auswirkungen bei auslegungsüberschreitenden Störfällen (Sicherheitsebene 4) und
- Massnahmen für die Unterstützung von externen Notfallmassnahmen (Sicherheitsebene 5, nicht in der KTA enthalten)

zu hinterfragen, wobei die Massnahmen die Schutzziele abdecken müssen, falls eine Gefährdung nicht ausgeschlossen und die Umsetzung der Massnahmen verhältnismässig ist.

3. Beispiele aus der Praxis (Ausblick)

Die im vorherigen Kapitel angedeutete Systematik dient mittlerweile als Checkliste bei der Aufsicht über den Strahlenschutz in Kernanlagen, wenn es sich um komplexe Vorhaben bzw. Situationen handelt. Dabei gilt insbesondere den von der betrieblichen Strahlenschutz-Organisation verantworteten Teilschutzziele 3.2, 4.1, 4.2 und 4.3 (auch als Strahlenschutzziele bezeichnet) ein hohes Augenmerk. Das ENSI testet zurzeit an verschiedenen Beispielen die Anwendbarkeit und Nutzen dieser Strahlenschutz-Systematik und plant diese in den Richtlinien des ENSI einzuarbeiten.

4. Danksagung

Der Mitarbeiterin und den Mitarbeitern der Sektion radiologischer Arbeitsschutz des ENSI gebührt ein besonderer Dank für die Unterstützung zur Ausarbeitung dieses Beitrags.

5. Literaturverzeichnis

- [1] IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/1: Safety of Nuclear Power Plants: Design
- [2] IAEA Safety Fundamentals No. SF-1: Fundamental Safety Principles
- [3] Kerntechnischer Ausschuss KTA-GS-70: KTA-Sicherheitsgrundlagen, Dezember 2013
- [4] UVEK-Verordnung 732.112.2: Verordnung über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen,
- [5] Kerntechnischer Ausschuss KTA-GS-73: KTA-BR 3: „Einschluss der radioaktiven Stoffe“

- [6] ENSI Richtlinie G08: Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen, Juni 2015

WAS IST GUTER STRAHLENSCHUTZ?

WHAT IS GOOD RADIATION PROTECTION?

B. Lorenz¹⁾

¹⁾Lorenz Consulting, Essen, Deutschland

Zusammenfassung

Strahlenschutz wird weltweit nach dem 1977 erstmals so propagierten ICRP¹⁾-System ausgerichtet. Das System ruht bekanntlich auf den drei Säulen: Rechtfertigung, Grenzwertfestsetzung, Optimierung. Somit sollte man denken, dass der Strahlenschutz weltweit ziemlich gleich ist und jedermann weiß, was guter Strahlenschutz ist. Aber was in der Praxis wirklich gemacht wird, ist sehr verschieden. Es liegen Welten zwischen dem Strahlenschutz für ein Kernkraftwerk und dem Strahlenschutz für den Umgang mit radioaktiven Stoffen oder Röntgeneinrichtungen, die bei weitem nicht mit den sicherheitstechnischen Unterschieden allein zu erklären sind. Es liegt an der Interpretation des Systems. Für den einen ist guter Strahlenschutz, wenn keine Strahlenexpositionen auftreten, am besten sogar, wenn Strahlung gänzlich vermieden wird und erst angewendet werden darf, wenn keine Nichtstrahlungsalternativen vorliegen. Für den anderen mag ein guter Strahlenschutz der sein, der wenig Aufwand und Kosten nach sich zieht. Was also ist gut? In der Realität hat die Antistrahlungshaltung, zumindest in Deutschland, die Überhand gewonnen. Ein Umdenken ist nötig. Wenn wir so weitermachen wie gegenwärtig, wird die nützliche Strahlungsanwendung über Gebühr eingeschränkt oder sogar unmöglich gemacht. Eine stärkere Orientierung an der allseits vorhandenen natürlichen Strahlung wäre hilfreicher, als diese nun mit den gleichen Methoden regulieren zu wollen, wie dies mit den künstlichen radioaktiven Stoffen geschieht. Das System der ICRP bedarf dazu einer grundlegenden Veränderung.

Summary

Radiation protection is based on the ICRP-System with its pillars justification, limitation and optimization. From this radiation protection should be the same irrespective of the application of radiation. But radiation protection in the nuclear industry is much different from the use of radiation sources or X-ray units. This is by far not due to the different technologies. It originates from the different interpretation of the system. For one person good radiation protection would mean to have no radiation exposures, to avoid radiation at all as best option and to use it only if there are no alternatives. For another person the best radiation protection would be the one which does not produce much efforts and costs. So what is reasonable? In reality the first interpretation prevails, at least in Germany.

A change is needed. If we continue to exercise radiation protection as we do it today the beneficial application of radiation will be restricted unduly and might become impossible at all. A stronger orientation towards the naturally occurring radiation would help instead to regulate natural radiation in the same way as it is done for artificial radiation. The system of ICRP has to be changed fundamentally.

Schlüsselwörter Strahlenschutzsystem, Überregulation, Behinderung der Strahlungsanwendung

¹⁾ICRP International Commission on Radiological Protection; Die ICRP ist die den Strahlenschutz maßgeblich bestimmende Organisation, der die Gesetzgeber der Länder weitestgehend folgen.

Keywords radiation protection system, overregulation, unduly restriction of radiation

1. Zur Einleitung etwas Hintergründliches

Ionisierende Strahlung gibt es seit Bestehen der Erde. Manche glauben, ohne Strahlung hätte sich das Leben auf der Erde nicht so entwickelt, wie wir es heute vorfinden. Die ersten Hochkulturen der Menschheit liegen etwa 10 000 Jahre zurück. Die Entdeckung der Radioaktivität und der Röntgenstrahlung erfolgte vor etwas mehr als 100 Jahren. Erste Strahlenschutznormen gab es vor etwa 80 Jahren, das ICRP-System des Strahlenschutzes ist gerade mal rund 40 Jahre alt. Die meiste Zeit hat die Menschheit also gelebt, ohne etwas von Strahlung zu wissen und, natürlich, ohne etwas dagegen zu tun. War das nun schlecht, hat es der Menschheit geschadet?

Das ist eine unfaire Argumentation, möchte man einwenden. Wenn man nicht weiß, ob etwas schadet, unternimmt man logischerweise nichts dagegen. Wenn man aber weiß, dass etwas schadet, muss man etwas dagegen tun.

Wir wissen heute, dass es keine nachgewiesenen Strahlenschäden unterhalb einer Dosis von 100 mSv gibt [1]. Manche interpretieren das als Nichtwissen. Aber man sollte es zunächst einmal zur Kenntnis nehmen. Das fällt vielen Strahlenschützern verständlicherweise schwer, denn, wenn es keinen Schaden gibt, wieso muss man dann schützen? Strahlenschutz geht heute nach dem Vorsorgeprinzip, Strahlung könnte schädlich sein. Die LNT-Hypothese²⁾ dominiert dabei. Vielfach wird vergessen, dass es eine Hypothese ist, also nichts, was bewiesen wäre. Nur wird das „im täglichen Leben“ nicht mehr „realisiert“ und die Auffassung, jegliche Strahlung, auch wenn die Dosis noch so klein ist, schädigt, ist weit verbreitet, auch unter professionellen Strahlenschützern.

Die ICRP hat ihre eigene Geschichte aufgeschrieben [2] und darin sehr verständlich und nachvollziehbar die Schutzgedanken dargelegt, die den verschiedenen Grundsatzempfehlungen seit 1928 zugrunde lagen. Das ist sehr lesenswert, viel besser als die neueste ICRP-Schrift zur Ethik im Strahlenschutz.

Zunächst, also vor etwa 100 Jahren, ging es um die deterministischen Schäden. Diese lassen sich eindeutig der Strahlung zuordnen und sind in der Regel schwellwertabhängig. Das Schutzkonzept hierfür ist einfach: man bleibe unter dem Schwellwert und es passiert nichts. So entstanden die ersten Grenzwerte und das Problem war gelöst, bis mit dem Atom(bomben)zeitalter ein neues auftauchte. Man sorgte sich um das genetische Potenzial der Menschheit und die sogenannten stochastischen Schäden. Man wusste nicht genau, welche Dosen wirklich gefährlich sind und erfand das dem Vorsorgeprinzip entsprechende ALARA-Prinzip, ein Prinzip, das als wesentliches Element das Wort vernünftig/reasonable enthält, worauf wir gleich zurückkommen werden. 1977 wurde der Strahlenschutz dann erstmalig als System dargestellt. Damit war das Thema eigentlich gelöst, wenn denn die Praxis mitgemacht hätte. Die damals propagierte Kosten-Nutzen-Analyse, die als probates Mittel zur Bestimmung des „reasonable“ gedacht war, wurde nicht angenommen. Man meinte, es würden dann zu wenig Mittel für den Strahlenschutz zur Verfügung stehen. An dieser Stelle hätte man das ALARA-Prinzip verändern oder aufgeben müssen, da es kein objektives Mittel mehr zur Bestimmung des „reasonable“ gab. Das passierte aber nicht und hier liegt die Wurzel des „Unvernünftigen“, dem wir heute ausgesetzt sind. Im praktischen Strahlenschutz der exponierten Personen kümmern wir uns um Milli-, Mikro- und Nano-Sievert, beim Schutz der

²⁾LNT Linear-Non-Threshold Hypothesis

Bevölkerung kümmern wir uns um Piko- oder Femto-Sievert oder auch schon um Dosen, die es gar nicht gibt, die aber „gefühl“ werden und dadurch vermeintlich gefährlich sind.

Übrigens hat das neu gegründete Notfallschutzkomitee der IAEA EPRESC [3] gerade ein Diskussionspapier erstellt und eine Diskussion eröffnet, die herausfinden soll, wie man die Frage beantwortet, was sicher ist, also welche Dosis und unter welchen Umständen. Auf neun Seiten werden Fragen dazu gestellt und keine beantwortet. Eine „schöne“ Methode, wie man sich um klare Aussagen drückt und damit das Problem nur verschlimmert. Aber immerhin wird das Thema jetzt diskutiert. *(Der Fachverband für Strahlenschutz sollte sich da nicht herumdrücken, was er auch nicht macht. Und da verweise ich dann auf den Vortrag über die IRPA-Fragen zum aktuellen Geschehen.)*

Soweit die Einleitung zum Thema, was guter Strahlenschutz wohl sein kann, warum diese Frage auch oder gerade heute immer noch eine aktuelle Frage ist, die man sehr unterschiedlich, geradezu kontrovers, beantworten kann und dass man bei der Beantwortung nicht an der ICRP vorbei kommt.

2. Eine einfache Antwort für den Praktiker

Bevor wir zur Revolution des Strahlenschutzes kommen, die vielleicht dann doch gar nicht oder nicht so schnell kommt, hier eine seriöse Antwort auf die Frage nach dem guten Strahlenschutz, die auch die Rechtslage berücksichtigt.

Guter Strahlenschutz ist, wenn

- die Strahlenexposition niedrig ist, natürlich unterhalb von Grenzwerten, aber auch unterhalb von selbst gesetzten Zielmarken/Richtwerten,
- keine Ereignisse eingetreten sind, die vom normalen Betriebsablauf abweichen und mit Strahlengefahren verbunden sein können,
- keine Unregelmäßigkeiten aufgetreten sind, die die peinlich genaue Erfüllung von Genehmigungsbestimmungen, Auflagen, Meldeverpflichtungen etc. betreffen,
- kein Personalangel an entsprechend ausgebildeten Strahlenschutzmitarbeitern besteht und die notwendigen materiellen Ressourcen bereitgestellt sind,
- keine Mitteilungen über das Unternehmen, die Organisation etc. in den Medien auftauchen, die die Strahlungsanwendung negativ darstellen oder gar Ereignisse aufbauschen, falsch darstellen etc.

Die Aufzählung lässt sich noch erweitern um das Verhalten in den Situationen, in denen das alles nicht ganz erreicht werden konnte. Dabei spielt dann auch eine Sicherheits- oder Strahlenschutzkultur eine Rolle.

Das hört sich geradezu banal an und für viele Nutzer ionisierender Strahlung ist das auch so und die tägliche Praxis. Der „normale“ Nutzer fragt auch nicht, warum etwas so und nicht anders ist. Ihn interessieren die Bedingungen, die er erfüllen muss, um Strahlung anzuwenden. Nun sind diese Bedingungen stark davon abhängig, was man denn machen will. Will man eine Röntgeneinrichtung betreiben, einen radioaktiven Stoff verwenden oder eine Strahlenquelle etwa zur zerstörungsfreien Werkstoffprüfung verwenden oder sogar ein neues Kernkraftwerk bauen? Auch wenn wir letzteres in Deutschland und manchen anderen Ländern nicht mehr erwarten, die Vorstellungen von der Strahlungsanwendung sind doch bei denen, die darüber Gesetze erlassen oder Regelungen erfinden, sehr unterschiedlich. Die Frage, was denn guten

Strahlenschutz ausmacht, kann man aber, abgesehen von den obigen, allgemeinen Merkmalen, nicht beantworten, ohne die Anwendung zu berücksichtigen.

Hierzu ein einfaches Beispiel. Für einen Zahnarzt ist von vorherein klar, dass seine Praxis mit einer (einfachen) Zahnröntgeneinrichtung ausgerüstet sein muss. Dabei spielt es keine Rolle, wie oft er sie wirklich braucht. Für einen normalen Zahnarzt sind die Hürden, eine Röntgeneinrichtung zu beschaffen und betreiben zu dürfen, nicht sehr hoch. Die Strahlenexposition des Personals ist praktisch gleich Null, ein Unfallszenario kaum vorstellbar, weil bei längeren Strahlzeiten die Röhre versagt, lediglich der Patient erhält eine kleine, lokale Dosis und der Arzt muss sich Gedanken machen, mit welchen Parametern er die gewünschte diagnostische Aussage erhält. Jeder Mensch geht früher oder später zum Zahnarzt und wird dort irgendwann geröntgt. Dieses Erlebnis ist sehr unspektakulär, so dass es nicht verwundert, dass Zahnröntgen in den Medien keine Rolle spielt. Die Strahlenschutzwelt eines Zahnarztes ist also weitgehend in Ordnung. Es lohnt auch nicht, für ihn Dosisrichtwerte festzulegen. Wo keine Personaldosis entsteht, bliebe ein solcher Richtwert eine Leermenge und sinnlos. Das hinderte ein sehr umweltfreundliches europäisches Land aber nicht, einen solchen Richtwert festzulegen. Das Beispiel soll zeigen, dass es durchaus einfach sein kann, Strahlenschutz zu betreiben, wenn man die großen philosophischen Ambitionen der ICRP einfach einmal beiseitelässt.

3. Guter Strahlenschutz bei unsinnigen Regelungen

Und damit kommen wir zu der Frage, ob es denn auch guter Strahlenschutz sein kann, unsinnige Regelungen einzuhalten? Eine geradezu provokante Frage. Nun muss man zunächst festhalten, dass Regelungen und Gesetze per se einzuhalten sind. Da führt kein Weg daran vorbei. Was passiert, wenn man meint, es nicht tun zu müssen und Regelungen umgehen zu können, dann schauen Sie nur auf VW, den einstigen Musterkonzern. Oder wir erinnern uns an die Kontaminationsaffäre von 1998. Allein darüber könnte man stundenlang reden. Also müssen wir auch Dinge tun im Strahlenschutz, die uns sinnlos oder wenigstens unverständlich erscheinen. **Guter Strahlenschutz ist das dann aber nicht. Es ist lediglich Pflichterfüllung.** Die Chance, guten Strahlenschutz zu betreiben, ist uns dabei vom Gesetzgeber oder zur erfolgreichen Genehmigungserteilung genommen worden. So etwas passiert. Hier ein paar Beispiele:

- Aufkündigung der Bauartzulassung und Verwendung für alte Ionisationsrauchmelder, die höhere Aktivitäten enthalten als die heute üblichen: Nulldosis wurde durch Nulldosis ersetzt,
- Einführung einer Anzeige für Transporte radioaktiver Stoffe, die mehr Aufwendungen verursachte als ein Genehmigungsverfahren,
- 8760 Stunden Aufenthalt am Zaun einer kerntechnischen Anlage,
- Absturz eines Flugzeuges mit maximaler Betankung,
- Flugzeugabsturz betrachtungen bei Stilllegungsvorhaben (in Vorbereitung)
- die Kontaminationsgrenzwerte für den Transport radioaktiver Stoffe.

Die Aufzählung ist natürlich bei weitem nicht vollständig und entspringt der eigenen Erfahrungswelt. Es ist im täglichen Leben schwer, etwas dagegen zu unternehmen, denn der Antragsteller verfolgt ein wirtschaftliches Ziel und braucht dazu die Genehmigung. Eine Prinzipien Diskussion kann lange dauern und der Ausgang ist ungewiss. Also wird überlegt, ob die Durchsetzung einer als unsinnig empfundenen Maßnahme mit dem Projekt im Sinne des Projektfortschritts vereinbar ist. Oft ist das dann das kleinere Übel, das umgesetzt wird. Und so entwickeln sich technische oder andere Maßnahmen zum Stand der Technik und Vorbild für andere.

4. ICRP-Entwicklungen, die Anlass zur Sorge geben

Weil die ICRP maßgeblich den Strahlenschutz weltweit, in jedem Fall aber in Europa, bestimmt, ist es immer wieder erforderlich, ICRP-Entwicklungen zu kommentieren. Sie definiert, was ihrer Meinung nach guter Strahlenschutz ist. Eigentlich war das mit der ICRP-Empfehlung 26 [4] zufriedenstellend gelöst. Aber das dort beschriebene System hat, wie oben gezeigt, nicht funktioniert. Anstatt dieses Problem zu lösen und angemessenere Formen zu finden, z. B. das Wort „low“ aus dem ALARA-Prinzip zu streichen, ist die ICRP darüber hinweggegangen und hat neue Themen eingeführt: die Gleichheit der Menschen. Die beruflich strahlenexponierten Personen sollten gleichmäßig exponiert werden und es sollten so wenige Personen wie möglich überhaupt exponiert werden [5]. Man erkennt leicht, dass das ein Widerspruch in sich selbst ist. Mir sind keine Genehmigungsverfahren bekannt, wo diese beiden Aspekte eine Rolle gespielt hätten. Eine weitere Erfindung sind die Dosisrichtwerte, Dosisstrahlen unterhalb der Grenzwerte, die der Ausgangspunkt der Optimierung sein sollen. Das war eine weitere, praxisfremde Anforderung, die keinen Sinn macht und die seit 1990 auch weitgehend ignoriert wurde. Was die ICRP aber nicht daran gehindert hat, diese in ihrer jüngsten Grundsatzempfehlung [6] in den Mittelpunkt des Strahlenschutzes zu stellen. Weitere Höhepunkte von unangemessenen Forderungen im Strahlenschutz waren die Aussagen der ICRP zum Radonrisiko und die Empfehlung zur Senkung des Grenzwertes für die Augenlinse. Die Empfehlung zur Senkung des Richtwertes für die Radonluftkonzentration um den Faktor zwei ist definitiv auf das erhöhte Risiko für Raucher zurückzuführen. Nun werden die Nichtraucher, die die Mehrheit der Bevölkerung darstellen, aufgefordert, Schutzmaßnahmen einzuführen, die ihr Radonrisiko nur marginal mindern. Man hätte sehr wohl die Raucher auffordern können, das Rauchen einzustellen, um ihr Radonrisiko zu senken. Völlig unverständlich ist auch die empfohlene Senkung des Grenzwertes für die Augenlinse von 150 mSv/a auf 20 mSv/a. Der strahlungsbedingte Anteil an der Entstehung von Katarakten ist gering und die Krankheit lässt sich leicht heilen. Mit der Senkung des Grenzwertes wollte die ICRP eine mehr als 1%ige radiogene Erhöhung der Katarakte verhindern, ein Ziel, dass in keinem Verhältnis zu dem möglicherweise entstehenden Schaden steht. Nun befassen sich weltweit Tausende Strahlenschutzfachleute mit der Einschätzung der Folgen der Grenzwertsenkung, mit neuen Messgrößen und die Exponierten fragen sich, ob sie in der Vergangenheit einem unangemessenen Gesundheitsrisiko ausgesetzt waren. Die ICRP, angesprochen auf das Thema, ob sie denn nicht auf die Folgen ihrer Empfehlungen achten würde, verneinte dies vehement. Die Tatsachen sprechen dagegen.

Es ist unmöglich, guten Strahlenschutz gegen die Empfehlungen der ICRP zu machen, wenn deren Empfehlungen fast unverändert in die Gesetze einfließen. Das passiert heute. Man muss dabei auch schon mal fragen, wieso sich die Gesetzgeber der Länder so bedingungslos der ICRP ausliefern. Haben die Beamten der Gegenwart keine Zeit mehr, Sachverstand zu entwickeln und mitzudiskutieren? Ist alles einem politischen Diktat unterworfen?

5. Fazit

Der Strahlenschutz, den wir heute betreiben ist hochentwickelt im Sinne von sehr niedrigen Expositionen und sehr wenigen Ereignissen mit außergewöhnlichen Expositionen oder gar Grenzwertüberschreitungen. Das ist aber nicht ohne Aufwand zu bekommen und einmal getätigte Aufwendungen sind vergeben und können nicht mehr anderweitig zur Risikominderung verwendet werden. Eine vergleichende Risikobewertung zwischen dem Strahlenrisiko und anderen schädigenden Einflüssen gibt es auf Gesetzesebene nicht. Wir haben viele Parallelwelten des Risikos. Viele Regelungen im Strahlenschutz sind entstanden, deren

Nutzen im Sinne einer Erhöhung der Sicherheit nicht messbar ist, die allerdings vom bürokratischen Aufwand her durchaus messbar sind.

Guter Strahlenschutz ist nicht der, der zu den kleinsten Dosen führt. Das sagt selbst die ICRP. Da man als Einzelner wenig gegen unvernünftige Vorgaben und Erwartungen tun kann, bleibt letztlich für viele, die in der Praxis stehen, nur die Checkliste unter Kapitel 2. Vielleicht, und das wäre doch ein lohnendes Ziel, könnte die Welt der unvernünftigen Anforderungen etwas kleiner werden durch ein engagiertes Auftreten des FS. Und dazu kann ich nur alle Mitglieder bitten, mitzumachen, z.B. ganz konkret bei der Diskussion zum neuen deutschen Strahlenschutzgesetz und dessen Verordnungen.

6. Ein Ausweg

Es ist an der Zeit, das ICRP-System zu revidieren. Die Floskel „as low as“ führt in eine Sackgasse, besonders wenn man an die Regulierung der natürlichen Expositionen denkt. Eine naheliegende Schnelllösung ist die Begrenzung der Optimierung nach unten, also ein Abschneidekriterium einzuführen. Für die berufliche Exposition sollte bei 1 mSv/a und für die Bevölkerungsexposition bei 100 μ Sv/a Schluss sein mit weiteren Reduzierungen. Man bedenke, dass es Gegenden in der Welt gibt, die Expositionen der Bevölkerung von >100 mSv/a aufweisen, ohne erkennbare Gesundheitsschäden. Aber wir brauchen nicht so weit zu schauen: der Unterschied zwischen Deutschland und der Schweiz ist ein Faktor zwei in der natürlichen Exposition. Es macht keinen Sinn, dass ein Deutscher, der in der Schweiz arbeitet allein deswegen mit einem Schlag ca. 2 mSv/a mehr Dosis erhalten kann und darf und ein Deutscher, der in Deutschland bleibt, Probleme mit einer Dosis von einigen μ Sv/a bekommt.

Erinnern wir uns an das Anfangsstatement: Die Menschheit ist seit jeher der natürlichen Strahlung ausgesetzt. Strahlenschutz in der heutigen Form gibt es erst seit 40 Jahren. Es scheint nun die Zeit gekommen, dass wir uns vor zu viel Strahlenschutz schützen müssen.

7. Literaturverzeichnis

- [1] UNSCEAR 2012 Report to the United Nations General Assembly, Annex “Attributing Health Effects to Ionizing Radiation Exposure and Inferring Risks”, New York, finalized 2015
- [2] Clarke, R.H.; Valentin, J; The History of ICRP and the Evolution of its Policies; ICRP Publication 109, Elsevier Ltd. 2019
- [3] Draft Discussion Paper on Communicating „What is safe“, IAEA, EPRESC, 2016
- [4] Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 26. Ann. ICRP 1(3), 1977
- [5] 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21(1-3), 1990
- [6] The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, Ann. ICRP 37 (2-4), 2007

UNTERSUCHUNG UND BEWERTUNG DES DETRIMENTBEGRIFFS IM STRAHLENSCHUTZ

SURVEY OF THE ICRP 103 DETRIMENT-MODEL

S. Emami¹⁾, J. Buermeyer¹⁾, K. Spruck¹⁾, J. Breckow¹⁾

¹⁾Institut für Medizinische Physik und Strahlenschutz (IMPS)
Technische Hochschule Mittelhessen (THM)
Gießen, Deutschland

Zusammenfassung

Die Internationale Strahlenschutzkommission ICRP definiert in ihren Empfehlungen ICRP 103 ein Maß für das strahleninduzierte Zusatzrisiko für stochastische Strahlenwirkungen, das so genannte "Detriment" (Schadensmaß). Hierbei handelt es sich um das Produkt aus den Risikoeffizienten für einzelne Organe bzw. Krebsarten und der Schadenshöhe und damit um ein mit der Schadenshöhe gewichtetes Risiko pro Dosis. Während die Risikoeffizienten von den jeweiligen Bedingungen der Strahlenexposition abhängen, ist die Schadenshöhe davon unabhängig. In das ICRP-Detriment-Modell gehen als Parameter für die Schadenshöhe der Letalitätsfaktor, der relative Verlust an Lebenserwartung und die Einschränkung an Lebensqualität ein. Alle diese Parameter sind einer zeitlichen Entwicklung unterworfen, die sowohl durch eine Veränderung der Krebsentwicklung in der Bevölkerung als auch vom Fortschritt in der medizinischen Diagnostik und Therapie bestimmt wird. Die Schadenshöhe und damit das Detriment wird als wesentlicher Parameter durch den Letalitätsfaktor bestimmt. Dieser gibt für jede betrachtete Krebsart das Verhältnis von Mortalität zu Inzidenz an. Der vorliegende Beitrag beschäftigt sich hauptsächlich mit der Untersuchung des Einflusses der Änderung des Letalitätsfaktors auf das Detriment im Zeitraum von 1980-2012 in Deutschland und in den USA.

Summary

The detriment of ICRP 103 is roughly defined as the product of the (organ specific) risk coefficient and the "damage" that may be associated with a (organ specific) cancer or hereditary effect, respectively. This is to indicate a weighted risk according to the radiation sensitivity of the different organs and the severity of damage that may possibly arise. Whereas the risk coefficients refer to radiation exposure parameters, the scale or degree of damage is independent of these parameters. The radiation independent parameters are the lethality, the loss of quality of life and the reduced life expectancy, which are considered as quantities associated with the severity of disease or damage, respectively. These parameters may change gradually, on the one hand possibly due to an increase of cancer becoming a common disease within the population. On the other hand, possibly to a decrease of cancer due to the progress in medical diagnostics and treatments that allow patients to survive or at least maintain a higher life quality standard. The damage and therefore the detriment appears to be mostly affected by the lethality. The lethality is the quotient of mortality to incidence. The investigation of the detriment presented in this paper focuses on the influence of the lethality on the detriment from 1980-2012 in Germany and USA.

Schlüsselwörter: ICRP 103, Strahlenrisiko, Schadensmaß, Detriment

Key words: ICRP 103, radiation risk, detriment, radiation protection

1. Einleitung

Die Empfehlung der ICRP 103 [1] aus dem Jahr 2007 beschreibt den Begriff „Detriment“ als eine von der Eintrittswahrscheinlichkeit für einen stochastischen Effekt abhängige Größe, in die jedoch auch nicht-strahlungsabhängige, das Schadensmaß kennzeichnende Parameter eingehen. Die Strahlenwirkung unterscheidet sich selbst bei gleicher Organ-Energiedosis von einem Organ zum anderen. Deshalb ist es erforderlich, eine gewebespezifische Gewichtung hinsichtlich der Schwere des Schadens vorzunehmen. Die ICRP definiert hierfür die Effektive Dosis als die Summe der mit einem Gewebe-Wichtungsfaktor multiplizierten Organdosen. Die Gewebe-Wichtungsfaktoren entsprechen dem Anteil des Strahlenrisikos, der sich aus einer Bestrahlung eines Gewebes oder Organs am Gesamtrisiko ergibt. Der Begriff Detriment dient als Grundlage für die Bestimmung dieser Faktoren. In die Definition des Detriments gehen neben den strahlungsabhängigen Größen auch verschiedene Parameter ein, die nicht von der Strahlung, sondern vielmehr von der Schwere der (Krebs-)Erkrankung oder vom medizinischen Fortschritt in der Krebsdiagnostik und -therapie abhängig sind. Zu diesen gehören z.B. der zu erwartende Verlust an Lebenszeit und der Verlust an Lebensqualität. Anders als die strahlungsabhängigen Größen haben sich diese Parameter im Laufe der Zeit geändert.

Es werden zunächst die grundlegenden Konzepte, die zur Definition des Detriments geführt haben, dargestellt. Danach werden die zu erwartenden Änderungen der strahlungsunabhängigen Parameter innerhalb von mehreren Jahrzehnten in verschiedenen Beobachtungsregionen (Deutschland und USA) untersucht. Schließlich soll das Detriment als Funktion der verschiedenen Eingangsgrößen sowie in seiner zeitlichen Entwicklung beschrieben und diskutiert werden.

2. Detriment

Besteht für zwei Krebsarten die gleiche Eintrittswahrscheinlichkeit, d. h. das gleiche Risiko, so kann ihnen dennoch eine unterschiedliche Bedeutung oder Relevanz zugeordnet werden. Eine solche Unterschiedlichkeit kann sich beispielsweise aus verschiedener Letalität, Verlust an Lebenserwartung für eine an der Krebsart gestorbenen Person oder Verlust an Lebensqualität ergeben. Ein Risikomaß, das die Relevanz eines Ereignisses einbezieht, ist das so genannte "Detriment" [1]. Hierbei handelt es sich um das Produkt aus der Eintrittswahrscheinlichkeit für ein strahleninduziertes stochastisches Ereignis und der Schadenshöhe bzw. um ein mit der Schadenshöhe gewichtetes Risiko. Während die Eintrittswahrscheinlichkeit von den Bedingungen der Strahlenexposition (z. B. von der Dosis) abhängt, ist die Schadenshöhe davon unabhängig. Die Angabe eines auf diese Weise zusammengesetzten Detriments (Schadensmaß) ermöglicht demnach den quantitativen Vergleich verschiedener (strahleninduzierter) Krebsarten hinsichtlich ihres Schweregrads. ICRP 103 [1] bringt die Definition und Berechnung des Detriments auf den damals aktuellen Stand. Ausgangsgrößen für die Berechnung des Detriments in dieser Empfehlung sind die Inzidenzdaten. Nach ICRP 103 rechnet sich das Detriment wie folgt:

$$D = R_{I,T} \cdot [k_T + (1 - k_T) \cdot q_T] \cdot L \quad (1)$$

mit:

- $R_{I,T}$: Der Risikoeffizient (das ungewichtete Strahlenrisiko) bezeichnet die Risikoerhöhung pro Dosisinkrement (bzw. die Steigung der Risikofunktion) in einer Dosis-Wirkungsbeziehung in Bezug auf ein Organ bzw. auf eine Krebsart T

- k_T : Der Letalitätsfaktor wird als der Anteil der Fälle einer Krebserkrankung T mit einem tödlichen Verlauf in Bezug auf Inzidenzdaten definiert und als Quotient des Mortalitätsdaten und Inzidenzdaten berechnet.
- q_T : Der Verlust an Lebensqualität ist der Wichtungsfaktor für die Einschränkung der Lebensqualität und wird in ICRP 103 [1] mit:

$$q_T = q_{min} + k_T \cdot (1 - q_{min})$$
 angegeben.
- q_{min} : Der minimale Wichtungsfaktor für $k_T = 0$.
- L : Der relative Verlust an Lebenserwartung ist das Verhältnis von absolutem Verlust an Lebenserwartung in Bezug auf eine Krebsart T zum mittleren Verlust an Lebenserwartung (gemittelt über alle Krebserkrankungen).

3. Methodik

Ziel der Untersuchung war es, unter Annahme der Anwendbarkeit des Detriment-Modells von ICRP 103 [1] auch für die Jahre vor 2007 (Zeitpunkt der Veröffentlichung von ICRP 103), das Schadensmaß über eine möglichst breite Zeitspanne und Bevölkerungsgruppe zu berechnen. Relevante nationale Gesundheitsdaten für das Zeitintervall 1980-2012 wurden von der GENESIS-Datenbank des Statistischen Bundesamts [2], der Gesundheitsberichterstattung des Bundes [3], dem Zentrum für Krebsdatenregister beim Robert-Koch-Institut [4] und dem Epidemiologischen Krebsregister des Saarlands [5] zur Verfügung gestellt. Die internationale Datenrecherche bezog sich auf den gleichen Zeitraum. Als internationale Bezugsgruppe wurden Daten der USA ausgewählt. Die internationalen Gesundheitsdaten wurden vom Center for Disease Control and Prevention [6] und vom National Cancer Institute – USA-Krebsregister SEER [7] zur Verfügung gestellt.

4. Ergebnisse

Das Detriment nach dem Modell von ICRP103 ist überwiegend von der Krebsletalität k_T abhängig, wobei auch der einhergehende Verlust an Lebensqualität wiederum von der Letalität abhängig ist. Aus diesem Grund wurde untersucht, wie sich aufgrund dieses Modells die Schadensentwicklung ändert, wenn sich das Detriment in Abhängigkeit von der Letalität ändert. Diese eher hypothetische Untersuchung dient dem Ziel, unter Betrachtung einzelner extremer oder auch typischer Fälle den prinzipiellen Verlauf des Detriments zu diskutieren. Es wird dabei angenommen, dass die anderen Parameter, insbesondere die Risikokoeffizienten und der relative Verlust an Lebenserwartung gegenüber dem Bezugsjahr 2012 unverändert blieben. Unter dieser Annahme wird das Detriment als eine Funktion betrachtet, die nur von der Letalität im Wertebereich von $k=0 \dots 1$ abhängt:

$$D(k) = \left(\sum_T R_{I,T} \cdot L_T \right) \cdot [k^2 \cdot (1 + q_{min}) + 2k \cdot (1 - q_{min}) + q_{min}] \quad (2)$$

Hier wurde das Detriment als Summe über alle Krebsarten (Gesamtdetriment mit Haut) und als Summe über alle Krebsarten mit Ausnahme von Hautkrebs (Gesamtdetriment ohne Haut) dargestellt (Abb.1). Da der Hautkrebs im Gegensatz zu den anderen Krebsarten bei $k=0$ überhaupt keinen Beitrag liefert und bei $k=1$ einen sehr großen, kommt es im Gesamtlethalitätsbereich zwischen $k=0 \dots 1$ zu einem großen Unterschied des berechneten Gesamtdetriments (Abb.1). Wenn Hautkrebs unberücksichtigt bleibt, ist der Unterschied entsprechend geringer. Dies liegt daran, dass nach ICRP 103 der Hautkrebs den mit Abstand größten Wert des Risikokoeffizienten aufweist ($R_I = 1000/Sv$), d.h. eine sehr große

Inzidenzwahrscheinlichkeit. Die hypothetischen Auswirkungen auf die Veränderung des Detriments durch Reduzierung der Letalität im Laufe der vergangenen Jahrzehnte können anhand von Abb.1 studiert werden.

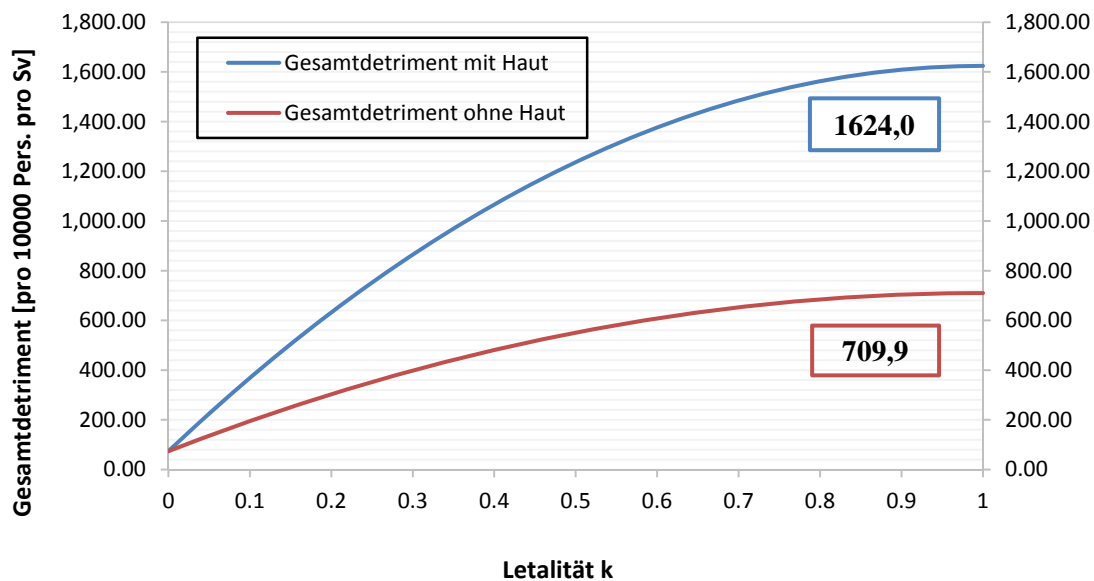


Abb. 1: Abhängigkeit des Detriments vom Letalitätsfaktor nach dem ICRP 103-Modell

Aufgrund von verbesserten Heilungschancen und Behandlungsmöglichkeiten von Krebserkrankungen, wird eine zeitabhängige Reduktion des Letalitätsfaktors erwartet. Der Letalitätsfaktor für die Gesamtheit aller Krebsarten wurde innerhalb des genannten Zeitintervalls (siehe vorheriger Abschnitt.) in Deutschland und den USA berechnet (Abb. 2).

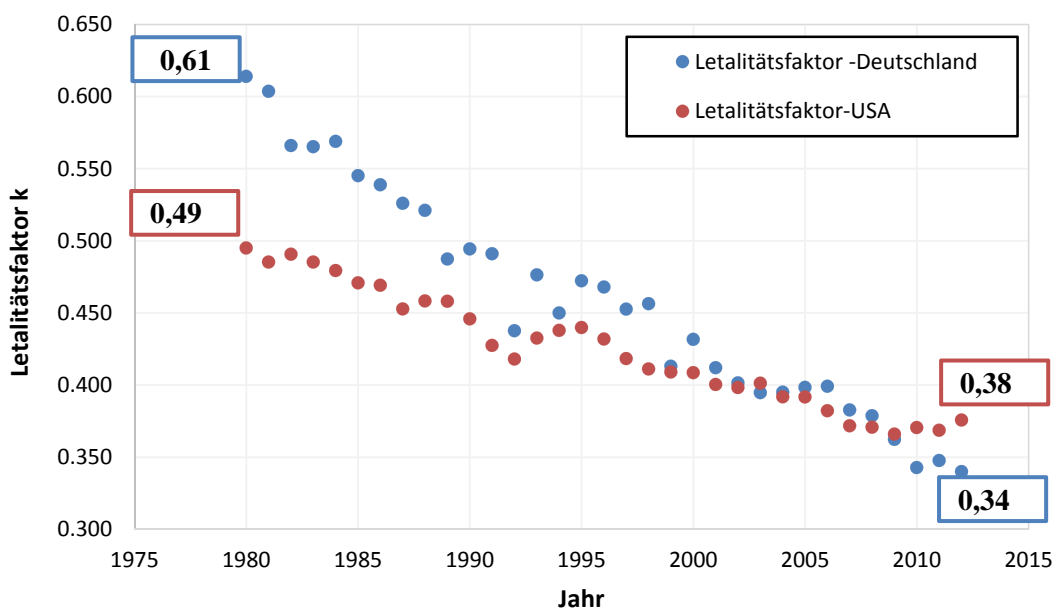


Abb. 2: Zeitliche Entwicklung des Letalitätsfaktors für die Gesamtheit aller Krebsarten bei der gesamten Bevölkerung im Zeitraum von 1980-2012 in Deutschland und den USA

Die Abnahme des Letalitätsfaktors in Deutschland beträgt etwa 45%, während sich dieser Faktor innerhalb des gleichen Zeitraums in den USA nur um etwa 25% verringert hat. Um zu überprüfen ob die Reduzierung des Letalitätsfaktors aufgrund der Verbesserung der medizinischen Diagnostik- und Therapiemethoden auch eine Verringerung des Schadenmaßes „Detriment“ zur Folge hat, wurde das Detriment jahresweise mit Gl. (1) für jede Krebsart berechnet. Daraus wurde das Gesamtdetriment pro Jahr ermittelt. Die Ergebnisse sind in Abb. 3 dargestellt.

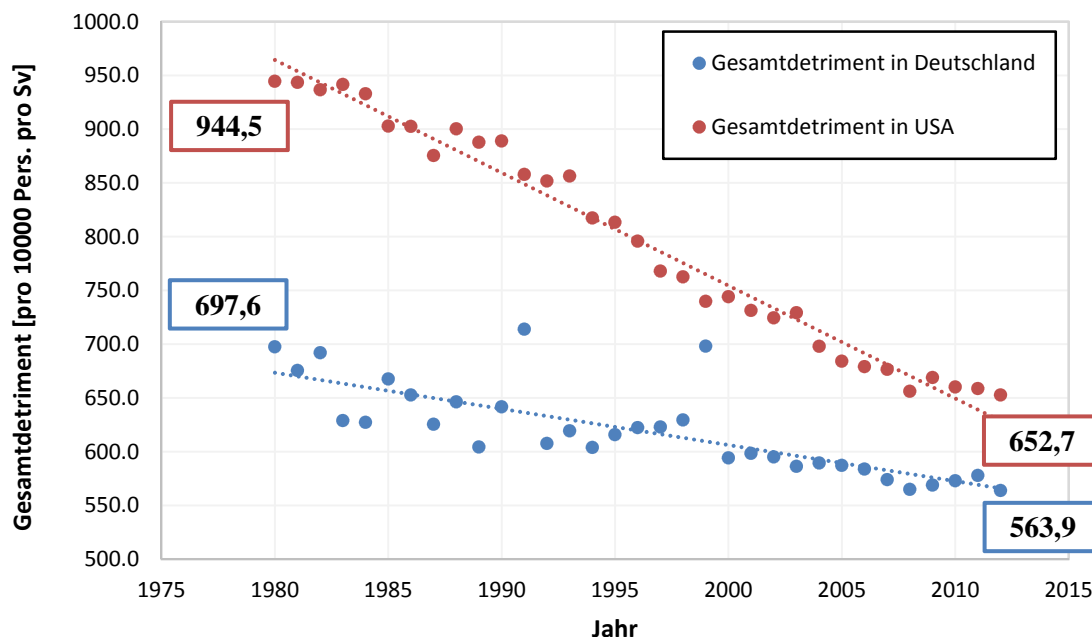


Abb. 3: Zeitliche Entwicklung des Gesamtdetriments bei der gesamten Bevölkerung im Zeitraum von 1980-2012 in Deutschland und in den USA

Aus Abb.3 ist zu entnehmen, dass das Gesamtdetriment sich innerhalb der Beobachtungszeit in Deutschland um etwa 20% reduziert hat, während sich in den USA das Gesamtdetriment im gleichen Zeitraum um etwa 30% verringert hat.

5. Abschließende Betrachtung

In diesem Beitrag werden lediglich die strahlungsunabhängigen Parameter als zeitlich veränderliche Wichtungsfaktoren für das Detriment untersucht. Die festgestellte zeitliche Reduzierung des Letalitätsfaktors kann als eine Verbesserung der Heiligungschancen interpretiert werden. Im betrachteten Zeitraum von 1980 bis 2012 ging die Letalität in Deutschland für die Gesamtheit aller Krebsarten um ca. 45% zurück, während der Rückgang in den USA aufgrund der unterschiedlichen Krebsentwicklung in der Bevölkerung im gleichen Zeitraum nur 25% betrug (Abb.2). Da die Schadenshöhe überwiegend aber vom Letalitätsfaktor k abhängig ist (vgl. Gl. 2), war zu erwarten, dass eine ähnliche zeitliche Entwicklung auch beim Detriment zu beobachten sein würde. Das Gesamtdetriment hat sich zwar in beiden Beobachtungsgruppen verringert, aber es zeigt keinen parallelen Verlauf zu der zeitlichen Entwicklung des Letalitätsfaktors. Selbst bei einem starken Rückgang der Letalität von Krebserkrankungen (im

Zeitraum von über 30 Jahren in Deutschland 45%) nimmt das Detriment lediglich um 20% ab. Die Situation in den USA sieht etwas anderes aus. Hier wurde eine stärkere Verringerung des Detriments beobachtet als die Abnahme des Letalitätsfaktors.

Das Gesamtdetriment lässt sich aus der Summation aller einzelnen berechneten Detriment-Werte für jede Krebsart ermitteln. Jede einzelne Krebsart kann jedoch einen eigenen charakteristischen Zeitverlauf aufweisen, der sich von anderen oder auch vom Verlauf des Gesamtdetriments unterscheidet. Die einer einzelnen Krebsart zugeordnete Letalität hat wie oben erläutert dabei den größten Einfluss auf die zeitliche Entwicklung. In die Berechnung des Detriments geht jedoch auch der Verlust an Lebenserwartung als Faktor ein. Dieser kann zur Folge haben, dass bei einer Krebsart der Verlust an Lebenserwartung mehr als der Letalitätsfaktor die Berechnung des Detriments beeinflusst.

Der in ICRP 103 unter Einbeziehung eines DDRF=2, auf der Basis der Gl. (1) ermittelte nominelle Risikoeffizient für die gesamte Bevölkerung war 5,7% Pro Sv. Eine eventuelle Aktualisierung der Berechnung aufgrund der hier vorgestellten zeitlichen Entwicklung würde zu einer Reduzierung dieses Wertes von etwa 20%-30% führen.

6. Danksagung

Das Projekt wurde vom Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) unter der Vorhabenummer FKZ 3615S72264 gefördert.

7. Literaturverzeichnis

- [1] ICRP 103: Recommendations of the International Commission on Radiological Protection: ICRP Publication 103. Annals of the ICRP, Pergamon Press, Oxford, 2007
- [2] Statistisches Bundesamt: Statistisches Bundesamt Deutschland - Genesis-Online; <https://www-genesis.destatis.de> (abgerufen am 18.03.2016)
- [3] Statistisches Bundesamt: Gesundheitsberichterstattung des Bundes; http://www.gbe-bund.de/gbe10/pkg_isgbe5.prc_isgbe?p_uid=gast&p_aid=0&p_sprache=D (abgerufen am 18.03.2016)
- [4] Robert-Koch-Institut: Krebs-Methoden; http://www.krebsdaten.de/Krebs/DE/Content/Methoden/methoden_node.html (abgerufen am 18.03.2016)
- [5] Krebsregister Saarland: Gesundheitsberichterstattung (GBE) Saarland-Krebsregister; <http://www.krebsregister.saarland.de/datenbank/datenbank.html> (abgerufen am 18.03.2016)
- [6] Centers for Disease Control and Prevention: CDC wonder. US Dept. Health and Human Services; <http://wonder.cdc.gov> (abgerufen am 18.03.2016)

- [7] National Cancer Institute: Surveillance, Epidemiology, and End Results Program: SEER-Tables, US Dept. Health and Human Services
<http://seer.cancer.gov/faststats>
(abgerufen am 18.03.2016)

"TRANSPORTARE NECESSE EST" - ZU DEN VERSUCHEN IN DEUTSCHLAND, DEN TRANSPORT RADIOAKTIVER STOFFE ZU UNTERBINDEN UNTER BESONDERER BERÜCKSICHTIGUNG DES BREMISCHEN HAFENBETRIEBSGESETZES

“TRANSPORTARE NECESSE EST” – REFLECTIONS ON ATTEMPTS TO PROHIBIT THE TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIAL IN GERMANY WITH SPECIAL CONSIDERATION OF THE BREMEN PORT OPERATION ACT

U. Feldmann¹⁾

¹⁾Wirtschaftsverband Kernbrennstoff-Kreislauf und Kerntechnik e.V., Berlin, Deutschland

Zusammenfassung

Ungeachtet der Tatsache, dass rund 95% aller Nukleartransporte nicht für die Kernenergieindustrie, sondern für den Einsatz u.a. in Medizin, Forschung, Landwirtschaft, zerstörungsfreier Werkstoffprüfung und in der nicht-nuklearen Industrie bestimmt sind, haben seit einigen Jahren die Proteste gegen Transporte radioaktiver Stoffe aller Art, insbesondere aber die Versuche zugenommen, Transporte mit Nuklearmaterial zu verhindern oder jedenfalls doch – z.B. durch Verzögerung - zu behindern. Derartige Versuche kommen sowohl aus der Richtung von Bürgerinitiativen als auch aus dem politischen Raum; aber Transportverhinderungen können auch durch Gesetze bewirkt werde. Ein eklatantes Beispiel für eine Transportverhinderung per Gesetz stellt das 2012 in das bremische Hafenbetriebsgesetz eingefügte Umschlagverbot für Kernbrennstoffe in den bremischen Häfen dar. Wegen der Verfassungswidrigkeit dieser Vorschrift (Verstoß gegen die ausschließliche Gesetzgebungskompetenz des Bundes und Verstoß gegen den Grundsatz der Bundestreue), aber auch wegen ihrer Präzedenzwirkung war es unerlässlich, gegen das Gesetz auf dem Klagewege vorzugehen. Ziel der 2013 vor dem Verwaltungsgericht Bremen erhobenen Klagen dreier Unternehmen des Kernbrennstoff-Kreislaufs ist es, die Verfassungswidrigkeit des § 2 Abs. 3 Bremisches Hafenbetriebsgesetz vom Bundesverfassungsgericht bestätigt zu bekommen.

Summary

Irrespective of the fact that about 95% of all nuclear transports are not related to the nuclear fuel cycle but are needed among others in medicine, research, agriculture, non-destructive testing of material and in the non-nuclear industry the number of protests against transports of all sorts of radioactive material have increased, especially the attempts to prohibit nuclear transports or – e.g. by delay – to hamper them. Such attempts come from citizens' initiatives as well as out of the political area. However, prohibition of nuclear transports can also be prescribed by law. A striking example for such a prohibition is the ban of loading and unloading of nuclear fuel in the ports of Bremen which was inserted in the Bremen Port Operation Act in 2012. Because of the unconstitutionality of this ban (Breach of exclusive federal competence and breach of loyalty to the federal state but also because of the ban setting a precedent it was indispensable to take action before court against the ban. Several actions were brought to the administration court of Bremen in 2013 by three companies being active in the nuclear fuel cycle. The aim of the actions is to get a decision by the Federal Constitutional Court attesting the unconstitutionality of § 2 subpara 3 of Bremens Port Operation Act.

Schlüsselwörter *Nukleartransporte, Transportbehinderungen, Umschlagverbot, ausschließliche Gesetzgebungskompetenz des Bundes, Grundsatz der Bundestreue*

Keywords *Nuclear transports, hampering of transports, prohibition of loading and unloading, exclusive federal competence, principle of loyalty to the federal state*

1. Einleitung

Seit ungefähr 20 Jahren haben Kernenergiegegner die Verhinderung von Nukleartransporten als probates Mittel erkannt, die Nutzung radioaktiver Stoffe, insbesondere die Nutzung von Kernbrennstoffen empfindlich zu beeinträchtigen. Vorrangig ging es zunächst um Castortransporte¹⁾ und darum, den Betrieb von Kernkraftwerken zu verhindern oder wenigstens zu behindern. Inzwischen richtet sich der Protest generell gegen den Transport von Kernbrennstoffen – z.B. von angereichertem Uran von Gronau durch das Münsterland –, aber auch von sonstigen radioaktiven Stoffen und damit auch gegen sonstige kerntechnische Anlagen in Deutschland. Übersehen wird dabei häufig, dass rund 95% aller Nukleartransporte nicht für die Kernenergieindustrie bestimmt sind, sondern der größte Teil radioaktiver Stoffe medizinischen Zwecken²⁾ dient sowie in Forschung, Landwirtschaft und vielen technischen bzw. industriellen Anwendungsfeldern wie der zerstörungsfreien Prüfung von Werkstoffen, der Materialveredelung sowie beispielsweise auch der Aufbereitung von Wasser in Entwicklungsländern genutzt wird. Im Schnitt finden jährlich weltweit 20 Mio. Sendungen mit radioaktiven Stoffen zu Wasser, zu Lande und auf der Schiene statt³⁾, die international, europarechtlich und nicht zuletzt auch national einer Fülle von atomrechtlichen wie verkehrsrechtlichen Gesetzen, Verordnungen, Richtlinien, Normen und Empfehlungen unterliegen, um gemäß Art.1 Nr. 2 AtG Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen zu schützen. Dies ist bislang gelungen. Ohne diese Transporte wäre die Nutzung radioaktiver Stoffe in der Regel nicht möglich, was insbesondere bei der Anwendung radioaktiver Stoffe in der Krebsmedizin lebenswichtige Folgen haben könnte. Was von Bürgerinitiativen gegen Kernenergie wie auch von politischen Entscheidungsträgern gleichfalls gerne übersehen wird, ist die Tatsache, dass die Verhinderung von Transporten die Verhinderung der Entsorgung notwendigerweise zur Folge hat.

Versuchen zur Verhinderung oder Verzögerung von Transporten, die es nicht nur in Deutschland sondern auch weltweit gibt, sollte daher entgegen getreten werden, was beispielsweise die IAEO seit etlichen Jahren beständig tut. Sie hatte dazu sogar über drei Jahre (2011 - 2014) ein spezielles Steering Committee eingesetzt, das sich weltweit mit sogenannten „denials and delays“ befassen und versuchen sollte, die Gründe dafür zu untersuchen, mit den verantwortlichen Behörden zu beraten und über die Sicherheit der Nukleartransporte aufzuklären. In einer Reihe von Fällen konnten auf diese Weise die Ursachen für ein „denial“ oder ein „delay“ beseitigt werden.

¹⁾ Mit dem ersten Castor-Transport in das zentrale Zwischenlager Gorleben 1995 begann die Ära der gewalttätigen Demonstrationen gegen Nukleartransporte.

²⁾ Die IAEO schätzt, dass ca. 75 Mio. medizinische Anwendungen mit radioaktiven Stoffen pro Jahr stattfinden, s. <https://www.iaea.org/newscenter/news/denial-shipment-meeting-convenes-vienna>.

³⁾ Siehe Übersicht über „Transport of Radioactive Materials, Stand Juli 2016, WNA-Homepage: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/transport-of-nuclear-materials/transport-of-radioactive-materials.aspx>.

2. Verhinderung von Nukleartransporten

Bedauerlicherweise gibt es derartige Versuche, Nukleartransporte zu verhindern, nicht nur durch Bürgerinitiativen und von Seiten der Politik, sondern auch auf Seiten des Gesetzgebers. Dabei beziehen sich die Be- bzw. Verhinderungsversuche, wie bereits erwähnt, teilweise auf bestimmte Arten von Nuklearmaterial – meistens Kernbrennstoff – teilweise aber auch generell auf radioaktive Stoffe.

2.1 Verhinderung durch Bürgerinitiativen

Nachdem Castor-Transporte in Deutschland kaum noch stattfinden, gegen die demonstriert werden könnte, fokussieren sich die Demonstrationen und Aktionen in den letzten Jahren deutlich verstärkt auf andere Nukleartransporte. Auf der Homepage der hamburgischen Anti-Kernenergie-Organisation „SAND“⁴⁾ heißt es zu diesem Thema unmissverständlich unter „Atomtransport gesucht“ : „..... Diese Transporte sind von großer strategischer Bedeutung für das Funktionieren der Atomindustrie. Atomtransporte verhindern heißt die Atomanlagen stilllegen und das ist genau unser Ziel! Viel Recherche ist notwendig, um die Zeiten, Transportwege, Reedereien und Speditionen zu ermitteln und öffentlich zu machen, mit dem Ziel, daß diese nicht mehr störungsfrei ablaufen können“. Inzwischen sind die verschiedenen Bürgerinitiativen auch gut vernetzt und unterrichten sich im Internet laufend über anstehende und laufende Nukleartransporte⁵⁾ .

2.2 Verhinderung durch die Politik

Daneben gibt es auf politischer Ebene diverse Vorstöße, Transporte zu verhindern. So haben SPD und Bündnis 90/Die Grünen in ihrem „Koalitionsvertrag 2012 – 2017“ festgelegt, (S. 41), dass „sinnlose und gefährliche Atomtransporte quer durch NRW“ abgelehnt werden. Castoren, vor allem die in Jülich lagernden sollen nur noch einmal, nämlich zu einem Endlager transportiert werden, wenn hierfür ein Standort gefunden ist. Ein Transport der AVR-Brennelemente, die auf dem Gelände des Forschungszentrums Jülich lagern, durften daher nicht, wie ursprünglich vorgesehen in das zentrale Zwischenlager Ahaus transportiert werden. Sehenden Auges nahm stattdessen die nordrhein-westfälische Landesregierung in Kauf, dass die Lagergenehmigung für die AVR-Brennelemente in Jülich auslief und nur mit der juristischen „Krücke“ der aufsichtlichen Anordnung diese Brennelemente weiter in Jülich gelagert werden können.

Seit vielen Jahren gibt es zudem – von der breiteren Öffentlichkeit allerdings kaum zur Kenntnis genommen – Initiativen in den Städten mit großen deutschen Seehäfen, Nukleartransporte durch diese Städte und den Umschlag von radioaktivem Material in diesen Seehäfen zu verhindern. So sprach sich z.B. bereits 1987 der Rat der Stadt Emden gegen den Transport und Umschlag von MOX-Brennelementen über den Emdener Hafen aus und fasste mehrheitlich in 2009 einen entsprechenden Beschluss. Der Rat appellierte an die Emdener Hafenwirtschaft, derartige Güter nicht mehr umzuschlagen. In Wilhelmshaven sprach sich der Rat der Stadt 1988 gegen den Transport radioaktiver Materialien sowie den Umschlag dieser Güter im Hafen der Stadt aus. Die Lübecker Bürgerschaft versuchte, den Lübecker Hafen für radioaktive Stoffe der Gefahrgutklasse 7 zu entwidmen, wurde jedoch vom Land Schleswig-Holstein daran gehindert.

⁴⁾ Systemoppositionelle Atomkraft Nein Danke Gruppe Hamburg: www.nadir.org/sand .

⁵⁾ siehe z.B.: <http://www.urantransport.de/uran.html> .

Ähnliche Initiativen – Beschlüsse des Rates der betreffenden Stadt oder Anträge aus den Landtagsfraktionen – gab bzw. gibt es auch in Cuxhaven, Kiel und Hamburg⁶⁾.

Der neueste Versuch Transporte zu verhindern – initiiert vom Umweltminister von NRW, sekundiert durch die Umweltministerkonferenz (UMK) sowie unterstützt durch die Bundesumweltministerin –, besteht darin, aus § 3 Abs. 3 Nr. 2 AtG ein Exportverbot für in der Anreicherungsanlage in Gronau gefertigtes angereichertes Uran und für in der Brennelementfabrik in Lingen hergestellte Brennelemente herzuleiten.

2.3 Verhinderung durch Gesetz

Die Verhinderung durch Gesetz kann die direkte oder auch die indirekte Absicht des Gesetzgebers sein. Der direkten Verhinderung von Transporten abgebrannter Brennelemente dient z.B. die Verpflichtung zur Einrichtung standortnaher Zwischenlager, die mit der 10. AtG-Novelle als § 9a Abs. 2 Satz 3 in das Atomgesetz eingefügt wurde. Solange die Entsorgung im Ausland verboten bleibt und solange es in Deutschland kein betriebsbereites HAW-Endlager gibt – und mit dem Standortwahlgesetz wird das in diesem Jahrhundert nicht mehr zu schaffen sein – und solange es kein oder keine zentralen Zwischenlager des Bundes für endlagerecht konditionierte Abfälle gibt, werden diese standortnahen Zwischenlager eine gute Chance haben, zu dauerhaften oberirdischen Endlagern zu werden.

Ein weiteres Beispiel für eine Verhinderung von Nukleartransporten ist das Bremische Hafenbetriebsgesetz, das wegen seiner Bedeutung als Präzedenzfall im folgenden Abschnitt ausführlicher dargestellt wird.

3. Das Bremische Hafenbetriebsgesetz

Im Frühjahr 2012 hat der Bremer Senat vor dem Hintergrund der landespolitischen Zielsetzungen des Ausbaus der erneuerbaren Energien das Bremische Hafenbetriebsgesetz dahingehend geändert, dass der Umschlag von Kernbrennstoffen in den bremischen Häfen grundsätzlich verboten ist. wobei das Gesetz zwei Fälle nennt, in denen der Senat allgemein oder im Einzelfall Ausnahmen zulassen kann. Die neue Fassung des Art. 2 Abs. 3 Bremisches Hafenbetriebsgesetz lautet nunmehr:

„Im Interesse einer grundsätzlich auf Nachhaltigkeit und erneuerbare Energien ausgerichteten Gesamtwirtschaft ist der Umschlag von Kernbrennstoffen im Sinne des § 2 Absatz 1 des Atomgesetzes ausgeschlossen. Der Senat kann allgemein oder im Einzelfall Ausnahmen zulassen, insbesondere für Kernbrennstoffe, die unter die Regelung in § 2 Absatz 2 Satz 2 des Atomgesetzes fallen oder nur in geringen Mengen im Umschlagsgut enthalten sind“.

Das Gesetz zur Änderung des Bremischen Hafenbetriebsgesetzes wurde am 31. Januar 2012 vom Bremer Senat verkündet, trat am 1. Februar 2012 in Kraft und wurde im Gesetzblatt der Freien Hansestadt Bremen Nr. 2 vom 6. Februar 2012, S. 9 bekannt gemacht.

Mit dem Gesetz, das der Beschleunigung des Ausstiegs aus der Kernenergie dienen und den Bund zwingen sollte, ein Konzept für die Zwischen- und Endlagerung vorzulegen, wurde ein ungewöhnlicher und weitreichender Präzedenzfall geschaffen, der u.a. die Frage aufwirft, ob die Kompetenz eines Landes so weit reicht, dass sein Recht auf Widmung und Entwidmung seiner Häfen auch eine schrankenlose Teilentwidmung bzw. Umschlagverbote einschließt, und

⁶⁾ siehe z.B. die Übersicht bei:

http://www.nadir.org/nadir/initiativ/sand/SAND-Dateien/Ablehnung_Staedte_Atomtransporte.pdf.

zwar auch dann, wenn der Bund die ausschließliche Regelungskompetenz für eine Rechtsmaterie – im vorliegenden Fall für das Atomrecht – hat. Wäre das bremische Umschlagsverbot für Kernbrennstoffe zulässig, könnten andere deutsche Seehäfen dem bremischen Beispiele folgen wollen. Überlegungen dieser Art gab es bereits. Wäre es zulässig, den Umschlag bestimmter Güter, die politisch nicht genehm sind (z.B. Umschlag von Tropenholz, genveränderten Pflanzen, Tabakerzeugnisse, Waffen), zu untersagen, würde damit das Prinzip des Universalhafens zugunsten von tagespolitischen Erwägungen aufgegeben. Das bremische Hafengebäudegesetz hat aber auch aus folgendem Grund Präzedenzcharakter: Wäre aus tagespolitischen Gründen eine Teilentwidmung eines Hafengeländes in Bezug auf Kernbrennstoffe zulässig, könnten auch andere Verkehrsinfrastruktureinrichtungen der Länder wie z.B. Landstraßen in Zukunft für beliebige andere Güter ebenfalls entwidmet werden. Das Umschlagsverbot in Bremen wurde übrigens vom zuständigen Bundesverkehrsministerium nicht als echter Fall eines „denial“ angesehen, da es sich um ein gesetzliches Verbot handele, und wurde demzufolge auch nicht an die IAEO gemeldet. Im Steering Committee der IAEO schloss man sich dieser Sichtweise an, obwohl es zuvor durchaus Befürworter eines „denial“ gegeben hatte.

3.1 Normenkontrollverfahren vor dem Staatsgerichtshof in Bremen

Normenkontrollklage beim Bundesverfassungsgericht (BverfG) gegen das Umschlagsverbot im Bremischen Hafengebäudegesetz hätten neben dem Bund nach Art. 93 Abs. 1 Nr. 2 Grundgesetz (GG) wegen Verletzung der ausschließlichen Gesetzgebungskompetenz des Bundes auch eine Landesregierung oder mindestens ein Drittel der Bundestagsabgeordneten erheben können. Außerdem besteht nach Art. 140 Abs. 1 Satz 1 der Bremischen Landesverfassung (BremLV) auch für mindestens ein Fünftel der Mitglieder des Bremischen Landtags die Möglichkeit einer Normenkontrollklage vor dem Staatsgerichtshof in Bremen. Die damalige Bundesregierung verspürte im Frühjahr 2013 - geprägt vom Wahlkampf und einer möglichen Koalition mit der Fraktion Bündnis 90/Die Grünen - keine Ambitionen, ihre ausschließliche Gesetzgebungskompetenz zu verteidigen. Ebensowenig gab es ein Interesse seitens der Bundestagsabgeordneten oder der Landesregierungen an einem Normenkontrollverfahren. Lediglich die bremische CDU-Fraktion ergriff die Initiative und stellte beim Staatsgerichtshof in Bremen wegen des Umschlagsverbots einen Normenkontrollantrag, um damit das Prinzip des Universalhafens zu verteidigen.

Der Staatsgerichtshof entschied mit knapper Mehrheit (4:3) jedoch nicht in der Sache⁷⁾, sondern erklärte sich faktisch für unzuständig, indem er urteilte, dass die Vorschriften des Grundgesetzes über die Abgrenzung der Gesetzgebungszuständigkeiten zwischen Bund und Ländern (Art 70 ff GG) kein ungeschriebener Bestandteil der Bremischen Landesverfassung sind und auch die bundesstaatlichen Vorschriften über die Gesetzgebungszuständigkeit nicht durch die Gliedstaatsklausel in Art. 64 BremLV zu einem zulässigen Prüfungsmaßstab im Landesverfassungsverstreit werden. Drei der sieben Richter befanden allerdings in einem Sondervotum u.a., dass der Staatsgerichtshof wegen Verstoßes gegen die ausschließliche Gesetzgebungskompetenz des Bundes (Art. 71, 73 Abs. 1 Nr. 14 GG) die Unwirksamkeit des Änderungsgesetzes zum Bremischen Hafengebäudegesetz hätte feststellen müssen, mit dem das Umschlagsverbot für Kernbrennstoffe eingeführt wurde⁸⁾.

⁷⁾ Urteil des Staatsgerichtshofs der Freien Hansestadt Bremen vom 12.04.2013, Aktenzeichen: St 1/12.

⁸⁾ siehe zum Urteil des Staatsgerichtshofs Ruttloff, Die Bremischen Häfen als „Bannmeile“ für Kernbrennstoffe?, atw 12/2013, S. 679.

Aufgrund der Abweisung der Normenkontrollklage sahen sich die Unternehmen der Kernbrennstoffkreislaufindustrie aufgrund der weitreichenden Bedeutung des bremischen Umschlagverbots veranlasst, selber rechtliche Schritte zu unternehmen. Dazu war erforderlich, einen Verwaltungsakt beim Bremer Senat zu erwirken, gegen dessen Ablehnung geklagt werden konnte. Demzufolge stellten drei Unternehmen der Kernbrennstoffkreislaufindustrie für konkrete Transporte Anträge auf Ausnahme vom Umschlagsverbot. Nach der erwartungsgemäß erfolgten Zurückweisung ihrer Anträge auf Ausnahme vom Umschlagverbot war der Weg frei, die Feststellungsklagen vor dem Verwaltungsgericht Bremen (VG Bremen) zu erheben.

3.2 Mündliche Verhandlung und Entscheidung

Die intensive mündliche Verhandlung am 9. Juli 2015 war getragen von dem Bemühen des VG Bremen, den anwesenden Vertretern der Öffentlichkeit den Präzedenzcharakter des Umschlagverbots, die Grenzen der landesrechtlichen Widmungskompetenz – konfligierend mit der ausschließlichen Gesetzgebungskompetenz des Bundes – sowie die Gründe für einen möglichen Verstoß gegen Europarecht (Waren- und Dienstleistungsfreiheit) zu verdeutlichen. Im Rahmen seines (letztlich erfolglosen) Versuchs einer gütlichen Einigung wies das Gericht darauf hin, dass die in § 2 Abs. 3 Bremisches Hafeneinrichtungsgesetz angelegten Ausnahmen dem Senat einen Ermessensspielraum gewähren, den der Senat im Interesse der Klägerinnen durchaus großzügiger hätte auslegen können. Zum Umschlagverbot stellte das Gericht lapidar fest, die Intention des Senats für das Umschlagverbot sei unzweifelhaft gewesen, „der Bundesregierung vor’s Schienbein zu treten“, und konstatierte, ein Umschlagverbot könne zwar Nebenfolge, aber nicht Hauptzweck einer widmungsrechtlichen Entscheidung sein. „Politisch“, so das Fazit des Gerichts, sei das Umschlagverbot „legitim, aber rechtlich nicht ohne Weiteres umsetzbar“.

Im Anschluss an die mündliche Verhandlung entschied das VG Bremen durch Beschluss⁹⁾, die Klageverfahren auszusetzen und dem Bundesverfassungsgericht die Frage zur Entscheidung vorzulegen, ob § 2 Abs. 3 des Bremischen Hafeneinrichtungsgesetzes mit Art. 71, 73 Abs. 1 Nr. 14 GG und mit dem Grundsatz der Bundestreue vereinbar ist. In seiner Begründung führte das Gericht aus, dass es einen Verstoß gegen die grundgesetzliche Gesetzgebungskompetenzordnung sehe. Denn die im Streit stehende Regelung betreffe keine rein widmungsrechtliche Regelung, für die das Land die Regelungskompetenz besitze, sondern den Bereich der friedlichen Nutzung der Kernenergie, für die im Grundgesetz die ausschließliche Gesetzgebungskompetenz des Bundes festgelegt sei. Außerdem verstoße die Regelung gegen den Grundsatz der Bundestreue, der eine Umgehung der Gesetzgebungskompetenz des Bundes durch Landesrecht verbiete.

3.3 Fazit und Ausblick

Das beabsichtigte Zwischenziel der Klägerinnen wurde mit dem Vorlagebeschluss voll erreicht. Die Zuweisung des Verfahrens erfolgte inzwischen an die 2. Kammer des Bundesverfassungsgerichts (Vorsitz: Prof. Dr. Andreas Voßkuhle/Präsident BVerfG; Berichterstatter: Prof. Dr. Peter Huber).

Eine Entscheidung wird in ca. 2 Jahren erwartet. Zumindest bis zur Entscheidung des Bundesverfassungsgerichts dürften jedenfalls ähnliche Gesetzesinitiativen in anderen Seehäfen gestoppt sein.

⁹⁾ Unter Angabe des Aktenzeichens 5 K 171/13 findet sich die Entscheidung auf der Homepage des VG Bremen: www.verwaltungsgericht.bremen.de.

CONCERT: GEMEINSAME EUROPÄISCHE FORSCHUNGSFÖRDERUNG

CONCERT - „EUROPEAN JOINT PROGRAMME FOR THE INTEGRATION OF RADIATION PROTECTION RESEARCH“

A. Schmitt-Hannig¹⁾, M. Birschwilks¹⁾, T. Jung¹⁾

¹⁾Bundesamt für Strahlenschutz, Deutschland

Zusammenfassung

CONCERT ist ein gemeinsames Projekt der EU und ihrer Mitgliedstaaten, die gemeinsam die Finanzierung übernehmen: Über die nächsten fünf Jahre werden dem bisher größten europäischen Strahlenschutz-Programm etwa 28 Millionen Euro für Forschung und integrative Maßnahmen zur Verfügung stehen, wobei die Europäische Kommission 70 Prozent der Kosten trägt. Integrative Maßnahmen umfassen hier unter anderem die gezielte Aus- und Weiterbildung von Nachwuchswissenschaftlern im Strahlenschutz, den erleichterten Zugang von Wissenschaftlern zu Forschungs- und Bestrahlungseinrichtungen sowie die stärkere Verzahnung von Universitäten und Forschungszentren in der Strahlenschutzforschung.

Summary

CONCERT is a joint project of the EU and its member states which assume joint financing: Over the next five years the largest European radiation protection programme so far will have available about 28 Million Euros for research and integrative measures, whereby the European Commission will bear 70 per cent of the costs. Integrative measures include, among others, targeted vocational education and training of junior researchers in radiation protection, better access to research and irradiation facilities for scientists, as well as a stronger connection of universities and research centres in radiation protection research.

Schlüsselwörter Strahlenschutz, EC, EURATOM, Kofinanzierung

Keywords radiation protection, EU, EURATOM, co-funding

1. Hintergrund

Bereits 2009 empfahl die "High Level Expert Group on European Low Dose Risk Research" (HLEG) in ihrem Abschlussbericht, eine Wissenschaftsplattform auf europäischer Ebene für das Forschungsgebiet "Wirkungen niedriger Strahlendosen" zu entwickeln. Diese Plattform wurde ein Jahr später unter dem Namen "Multidisciplinary European Low Dose Initiative" (MELODI) als eingetragener Verein nach französischem Recht gegründet.

Hauptziel von MELODI ist es, für den Niedrigdosisbereich eine strategische Forschungsagenda (Strategic Research Agenda, SRA) zu entwickeln, daraus kurzfristige Forschungsprioritäten abzuleiten und mit der sogenannte „Road Map“ aufzuzeigen, wie offenen Fragen der SRA im Laufe der Zeit abgearbeitet werden sollen. SRA, Prioritäten und Road Map sind zum einen nach innen gerichtet, um mit der Strahlenschutz- Forschergemeinschaft eine gemeinsame Sicht auf Forschungsnotwendigkeiten zu entwickeln und zum anderen nach außen, um Institutionen der Forschungsförderung in Europa und den Mitgliedsländern der EU Entscheidungshilfen für spezifische Förderprogramme für Strahlenschutzforschung anzubieten. MELODI hat dazu eine

SRA-Arbeitsgruppe eingerichtet, die Vorschläge erarbeitet, die dann regelmäßig öffentlich im Internet (siehe www.melodi-online.eu) und auf den jährlichen MELODI Workshops diskutiert werden. Abschließend verabschiedet das MELODI Management Board die Empfehlungen und veröffentlicht diese. Die Leitung der SRA-Arbeitsgruppe liegt zurzeit beim BfS.

Ähnliche Aktivitäten erfolgten parallel auf den Gebieten der Radioökologie und nukleare Notfallvorsorge – es wurden die Plattformen ALLIANCE und NERIS ins Leben gerufen.

Parallel zur Arbeit von MELODI hat 2010 das durch die Europäische Union geförderte Exzellenz-Netzwerk "Low Dose Research towards Multidisciplinary Integration" (DoReMi) seine Arbeit aufgenommen. Zu den Aufgaben des auf sechs Jahre ausgelegten Projektes gehörte neben der Identifizierung und Untersuchung grundsätzlicher Fragen des Strahlenschutzes die logistische Unterstützung beim Aufbau der MELODI-Plattform.

Im Juni 2013 begann das Vorhaben OPERRA - Open Project for the European Radiation Research Area - mit dem Ziel, MELODI dabei zu unterstützen im europäischen Rahmen eine Dachstruktur zu schaffen, die langfristig ein europäisches Forschungsprogramm im Strahlenschutz koordiniert.

2. EJP CONCERT

2.1 Die Dachstruktur

Im Jahr 2015 wurde mit dem EJP CONCERT (European Joint Programme for the Integration of Radiation Protection Research) ein Vorhaben zur gemeinsamen Programmplanung für die europäische Strahlenschutzforschung etabliert. Die bereits genannten Plattformen wurden, zusammen mit EURADOS als langjähriges Dosimetrie-Netzwerk, unter einer Dachstruktur (Abb. 1) zusammengeführt, um gemeinsam den Forschungsbedarf im Strahlenschutz festzulegen und die Forschungsförderung zu organisieren.



Abb. 2: Dachstruktur für die Strahlenschutzforschung in Europa

CONCERT ist ein gemeinsames Projekt der EU und ihrer Mitgliedstaaten. Ziel von CONCERT ist es, basierend auf den aktuellen SRAs der europäischen Forschungsplattformen MELODI (Strahlenwirkungen und -risiken), ALLIANCE (Radioökologie), NERIS (Nuklearer und

radiologischer Notfallschutz) und EURADOS (Strahlendosimetrie) sowie den Fragestellungen des Strahlenschutzes in der Medizin (eine Forschungsplattform in diesem Bereich befindet sich derzeit im Aufbau), ein gemeinsames Europäisches Programm für Strahlenschutzforschung in Europa zu etablieren.

2.2 Die Organisationsstruktur

CONCERT hat eine Organisationsstruktur (Abb. 2), die die klaren Arbeitsabläufe widerspiegelt, von der Entwicklung strategischer Forschungsagenden (WP2), der Definition von Forschungsprioritäten und Roadmaps durch eine gemeinsame Planung (WP3) hin zur Initiierung und Finanzierung spezifischer Projekte in der Strahlenschutzforschung (WP4). Integrative Aktivitäten (WP5, WP6 und WP7) werden mit dem Ziel gefördert, um eng mit geförderter Forschungsprojekte zu interagieren. Als verantwortlicher Koordinator von CONCERT wird das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) entscheidend zur Weiterentwicklung des Strahlenschutzes in Europa beitragen.

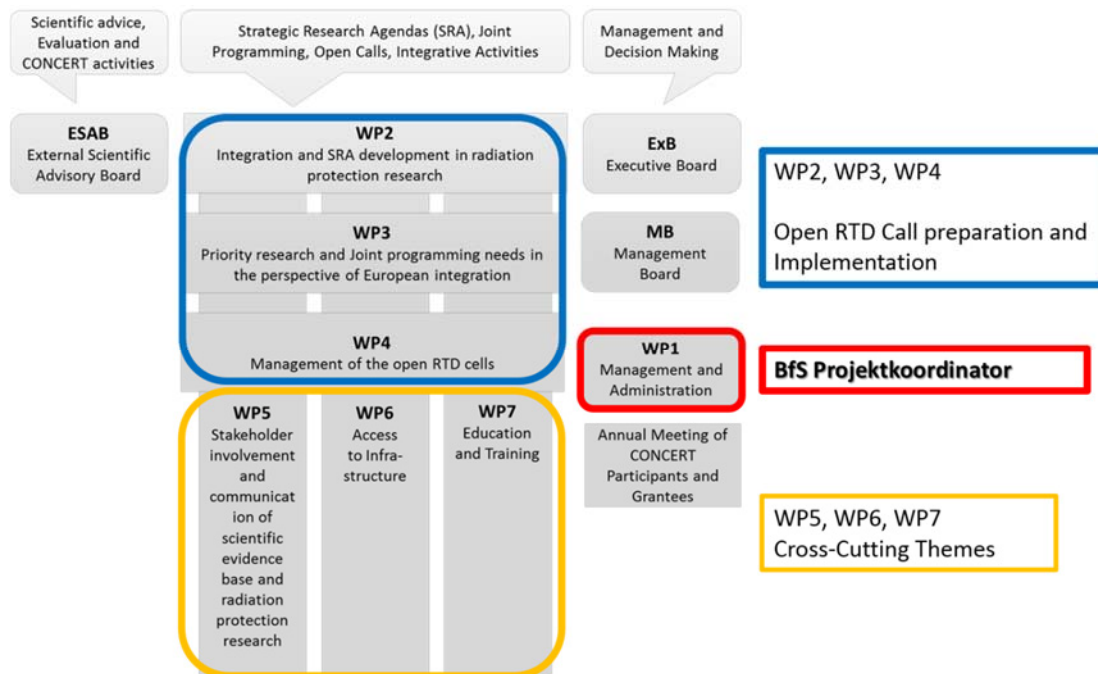


Abb. 2: Organisationstruktur

2.3 Das Konzept

CONCERT koordiniert die Forschung im Bereich Strahlenschutz in Europa und in den Mitgliedsstaaten der EU über dieses gemeinsame Forschungsprogramm. Die Finanzierung erfolgt gemeinsam durch EU und Mitgliedsstaaten (Kofinanzierung).

Die Gemeinsame Programmplanung (Joint Programming) in CONCERT ist eine freiwillige, länderübergreifende Zusammenarbeit der Mitgliedstaaten, die durch das Zusammenführen nationaler Ressourcen die Effizienz der Strahlenschutzforschung in Europa steigern wollen.

Im Jahr 2014 haben sich über 50 Partnerinstitutionen aus nahezu allen EU Ländern und aus Norwegen zusammengefunden, um ihre Kompetenzen und Forschungsaktivitäten zu bündeln und so den Strahlenschutz in allen Anwendungsbereichen ionisierender Strahlung und radioaktiver Stoffe in Medizin, Industrie und Forschung zu verbessern.

Im Juni 2015 schließlich begannen die auf fünf Jahre angelegten Arbeiten im European Joint Programme „CONCERT“. Das Konsortium besteht aus 28 Nationalen Programm-Managern bzw. Programm-Eignern (sog. POM) aus 22 EU-Mitgliedstaaten sowie Norwegen und den vier bereits genannten Europäischen Forschungsplattformen

Euratom fördert das bisher größte Strahlenschutz-Forschungsprogramm in Europa mit knapp 20 Millionen Euro. Damit trägt es 70 % des mit etwa 28 Millionen Euro veranschlagten Programms. Das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) koordiniert CONCERT. Dadurch vertieft das BfS die Zusammenarbeit mit anderen europäischen Institutionen im Bereich der Strahlenschutzforschung und der Forschungsförderung und nimmt entscheidenden Einfluss auf die inhaltliche Gestaltung der zukünftigen europäischen Forschungslandschaft im Bereich Strahlenschutz.

2.4 CONCERT öffentliche Ausschreibungen und Kosten

Durch die Gemeinsame Programmplanung, die Definition gemeinsamer Forschungsprioritäten und Strategiepläne ist CONCERT richtungsweisend auf dem Gebiet der Strahlenschutzforschung in Europa.

Die Arbeit von CONCERT ist strategisch ausgerichtet auf die Unterstützung exzellenter Wissenschaft, auf den Aufbau und die Aufrechterhaltung einer hohen Kompetenz in der Strahlenschutzforschung sowie die weitere Förderung der integrativen und multidisziplinären Forschung auf europäischer Ebene. Ein entscheidender Schlüssel dabei ist die Initiierung und Finanzierung gemeinsamer, aufeinander abgestimmter Forschungsarbeiten. Zu aktuellen Schwerpunktthemen aus allen Bereichen des Strahlenschutzes erfolgen 2 öffentliche Ausschreibungen. Die erste Ausschreibung mit etwa 10 Mio. € erfolgte im Juni 2016 und die zweite mit etwa 7 Mio. € ist für das Frühjahr 2017 geplant. Im Rahmen dieser Ausschreibungen haben Universitäten und Forschungsinstitutionen aus ganz Europa die Gelegenheit, sich zu Konsortien zusammenzuschließen und Vorschläge zu Forschungsarbeiten einzureichen. Informationen über die erfolgreichen Projektanträge der ersten Ausschreibung werden voraussichtlich Ende November 2016 zur Verfügung stehen.

Die Projektgesamtkosten sind in Abbildung 3 grafisch dargestellt und lassen sich in die folgenden drei Kategorien unterteilen: 1) die Kosten für zwei öffentlichen Ausschreibungen (Förderung wissenschaftlicher Vorhaben), 2) die Kosten für integrative Maßnahmen und 3) die Projektmanagement-Kosten. Mit 60 Prozent geht der Großteil der Gelder in die zwei öffentlichen Ausschreibungen. Für die integrativen Maßnahmen, zu denen die gemeinsame Programmplanung, der Zugang zu Infrastrukturen, der Dialog mit Interessengruppen und Aus- und Weiterbildung etc. gehören, werden 30 Prozent der Gesamtkosten genutzt. Für die Managementkosten hat CONCERT ca. 10 Prozent eingeplant.

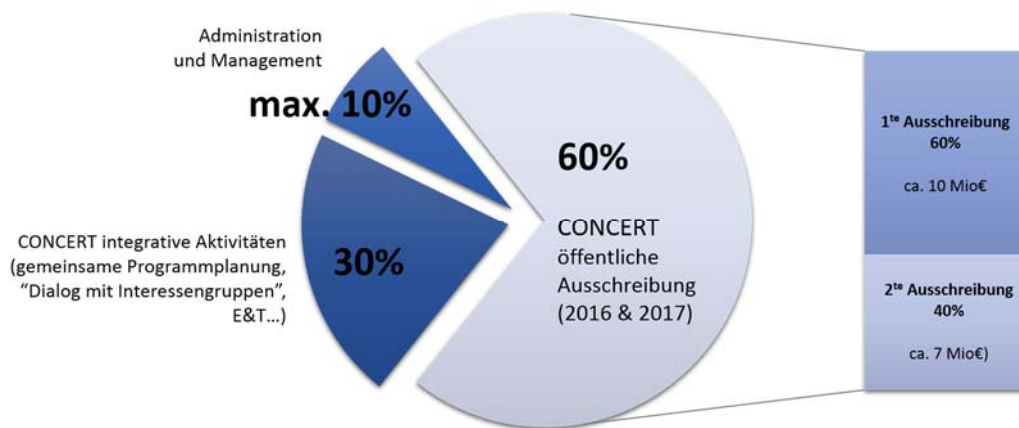


Abb. 3: Projektkostenverteilung

2.5 CONCERT Infoday

Vom BfS wurde am 27.01.2016 eine Informationsveranstaltung durchgeführt, die über das gemeinsame Europäische Forschungsprogramm CONCERT, die Forschungsschwerpunkte des ersten transnationalen Calls und die Teilnahmebedingungen informierte. Daneben bot sie Gelegenheit, kurz das eigene Forschungsinteresse zu präsentieren, andere interessierte Wissenschaftler zu treffen und Gespräche über die Bildung von Konsortien zu führen. Diese Veranstaltung war mit über 120 Interessenten aus über 20 europäischen Ländern sowie Norwegen und Moldawien sehr gut besucht. Die vorgestellten Forschungsinteressen sind auf der CONCERT Homepage nachzulesen (http://www.concert-h2020.eu/en/Calls/infoday_27012016).

Für die zweite Ausschreibung in 2017 ist ebenfalls eine Informationsveranstaltung geplant.

2.6 Fazit

Wie bereits erwähnt wird CONCERT den Aufbau und die Stärkung der wissenschaftlichen Kompetenz in der Strahlenschutzforschung in Europa vorantreiben. Durch jährlich durchgeführte Kurse sollen junge Wissenschaftlerinnen und Wissenschaftler in diesem Bereich aus- und weitergebildet werden. Eine weitere Basis für die Aus- und Weiterbildung von Wissenschaftlerinnen und Wissenschaftlern bietet neben Kursen auch der Zugang zu Forschungsinfrastrukturen. Mit CONCERT wird eine effizientere Nutzung dieser Infrastrukturen in Europa durch Forschungskooperationen und verbesserte Sichtbarmachung angestrebt.

Für weitere Informationen besuchen Sie die CONCERT Homepage unter <http://www.concert-h2020.eu/>

3. Danksagung

This project has received funding from the EURATOM research and training programme 2014-2018 under grant agreement No 662287.

ANNETTE: FORTSCHRITTLICHE VERNETZUNG VON AUS- UND WEITERBILDUNGSINITIATIVEN IN KERntechnik UND STRAHLENSCHUTZ

ANNETTE: ADVANCED NETWORKING FOR NUCLEAR EDUCATION AND TRAINING AND TRANSFER OF EXPERTISE

A. Schmitt-Hannig¹⁾, C. Bernhard-Ströl¹⁾

¹⁾Bundesamt für Strahlenschutz, Deutschland

Zusammenfassung

Um dem Abbau von Kompetenz entgegen zu wirken und auch in Zukunft qualifizierte Arbeitskräfte zur Verfügung zu haben, sind weitere Bemühungen im Bereich der Aus- und Weiterbildung (E&T) erforderlich. Es sollen deshalb bereits angestoßene Initiativen und das E&T Networking verschiedener Organisationen (Hochschulen, Forschungsinstitutionen und Industrie) verstärkt werden, um so die Aus- und Weiterbildung im nuklearen Bereich, einschließlich Strahlenschutz, weiter zu entwickeln und aufbauend auf dem bereits Erreichten, die künftigen Herausforderungen an die Qualifikation der in diesem Bereich Beschäftigten besser zu meistern.

Summary

The present situation of nuclear energy in Europe asks for a continuing effort in the field of Education and Training aimed to assure a qualified workforce in the next decades. In this scenario, ANNETTE is aimed at enhancing and networking the Europe-wide efforts initiated in the past decades by different organisations belonging to academia, research centres and industry to maintain and develop Education and Training in the nuclear fields. This will allow consolidating, developing and better exploiting the achievements already reached in the past and to tackle the present challenges in preparing the European workforce in the nuclear fields.

Schlüsselwörter *Aus- und Weiterbildung in Strahlenschutz und Kerntechnik, Grenzübergreifende Mobilität, ECVET, ECTS, Lebenslanges Lernen*

Keywords *Education and Training in Radiation Protection and nuclear technology, Borderless Mobility, ECVET, ECTS, Lifelong Learning*

1. Einleitung

Die Hauptziele des Vorhabens ANNETTE sind [1]:

- Übersicht über bestehende Netzwerke in E&T, sowie Design und Implementierung von koordinierten E&T und VET (CPD) Aktivitäten im nuklearen Bereich einschließlich Strahlenschutz
- Generationen- und länderübergreifender Transfer von Fachkompetenz auf der Basis der SET Plan Roadmap E&T (u.a. ECVET-basierter Austausch von Fachleuten)
- Verstärkung von ETI Maßnahmen (ETI=Education, Training and Information) zur Kompetenzentwicklung im Sinne einer gemeinsamen Sicherheitskultur in Europa

- Zusammenarbeit mit den Plattformen SNETP; IGD-TP und MELODI sowie anderen relevanten Institutionen (EHRO-N, NUGENIA, EUTERP, IAEA, HERCA, etc.) bei E&T Maßnahmen
- Zusammenarbeit mit E&T Maßnahmen im Bereich der Fusion

Zur Erreichung dieser Ziele ist das Vorhaben in 7 Arbeitspakete aufgegliedert [1]:

WP1 Erfassung und Koordinierung bestehender E&T und VET (CPD) Netzwerke im nuklearen Bereich (einschließlich Strahlenschutz)*

WP2 Planung und Umsetzung koordinierter E&T-Aktivitäten

WP3 Generationenübergreifender Transfer von Fachkompetenz: Förderung des Wissens-, Fähigkeits- und Kompetenzerhalts angesichts bevorstehender Personalfluktuation

WP4 Länderübergreifender Transfer von Fachkompetenz: Förderung des ECVET-basierten Austauschs von Fachleuten in der Industrie

WP5 ETI Maßnahmen als Beitrag zu einer gemeinsamen Sicherheitskultur in Europa

WP6 Koordinierung der „Nuklearisierung“ der Kernfusion

WP7 Zusammenarbeit mit Plattformen und anderen Institutionen*

WP8 Projektmanagement

* Unter BfS-Beteiligung

2. Erste Ergebnisse des Vorhabens [2]

WP 1 hat zum Ziel, im nuklearen Bereich (einschließlich Strahlenschutz) einen Beitrag zur Koordinierung, Planung und Umsetzung der akademischen Aus- und Fortbildung (E&T) sowie der Beruflichen Bildung (VET) zu leisten im Hinblick auf Personen, die mit Schutzmaßnahmen im nuklearen Bereich (einschließlich Strahlenschutz) befasst sind.

Als erste Maßnahme wurde eine Umfrage zum Stand der Aus- und Weiterbildung und der Beruflichen Bildung im kerntechnischen Bereich in Europa durchgeführt. Sie liefert weitere Informationen, die für die weitere Bearbeitung des Projekts erforderlich sind [2].

Der Fragebogen wurde an Schulungsanbieter und Stakeholder aller Bereiche innerhalb des nuklearen Sektors verteilt und konnte in der Zeit vom 15. April bis 10. Juni 2015 beantwortet werden. Ausgefüllte Fragebögen liegen von insgesamt 76 Umfrageteilnehmern vor, hauptsächlich Mitglieder von ENEN, ESARDA, NUGENIA und MELODI. 48 Teilnehmer gaben an, Schulungsanbieter zu sein, 34 Teilnehmer sind Endnutzer von E&T-Maßnahmen. Haupt-Tätigkeitsbereiche der Organisationen der Teilnehmer sind Kerntechnik, nukleare Sicherheit, Sicherung und/oder Sicherungsüberwachung sowie Strahlenschutz.

Die Umfrage umfasste sechs zentrale Themen:

2.1 Bestehende akademische Aus- und Weiterbildungsinitiativen (E&T) im nuklearen -Bereich (einschließlich Strahlenschutz)

Von den 48 Veranstaltern bieten 38 akademische Lehrveranstaltungen an, 18 organisieren Initiativen der Beruflichen Bildung auf ihrem jeweiligen Gebiet. 47 % der akademischen Lehrveranstaltungen und 33 % der Schulungen zur Beruflichen Bildung werden gemeinsam oder im Rahmen eines Projekts organisiert. Alle Anbieter, sowohl im akademischen Bereich als auch in der Beruflichen Bildung bekunden Interesse an einer künftigen gemeinsamen Planung mit verschiedenen Themenbeiträgen teilzunehmen.

Wenn Schulungsanbieter neue Initiativen der Beruflichen Bildung entwickeln, wird der Verfügbarkeit kompetenter Ausbilder und dem Bedarf spezifischer Kompetenzen auf Seiten der Kunden größte Bedeutung beigemessen. Die Einführung von E-Learning wird nicht für besonders wichtig erachtet (s. Abb. 1).

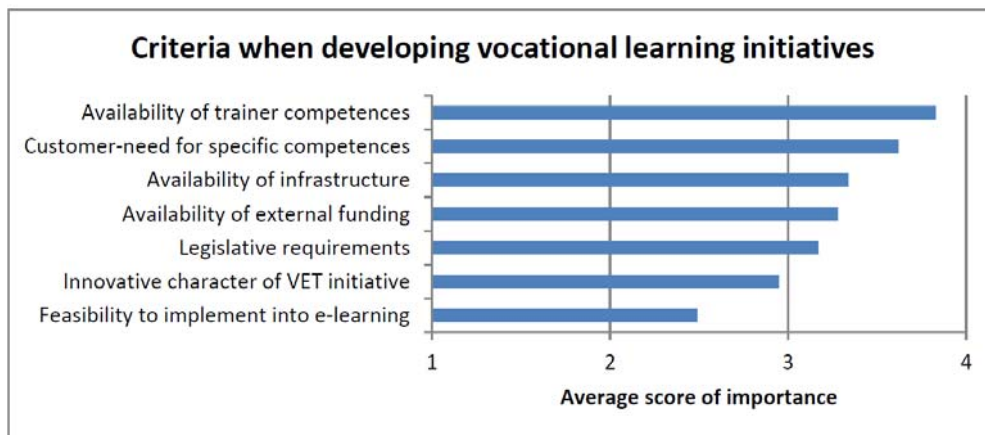


Abb. 1: Relative Bedeutung von Kriterien bei der Entwicklung von Initiativen der Beruflichen Bildung, nach Angaben der Anbieter von Lerninitiativen der Beruflichen Bildung. Die horizontale Achse bildet den durchschnittlichen Punktwert für die Wichtigkeit ab, wobei 1 „nicht wichtig“ und 4 „sehr wichtig“ entspricht.

2.2 Umsetzung des ECVET Systems in der Aus- und Weiterbildung im nuklearen Bereich

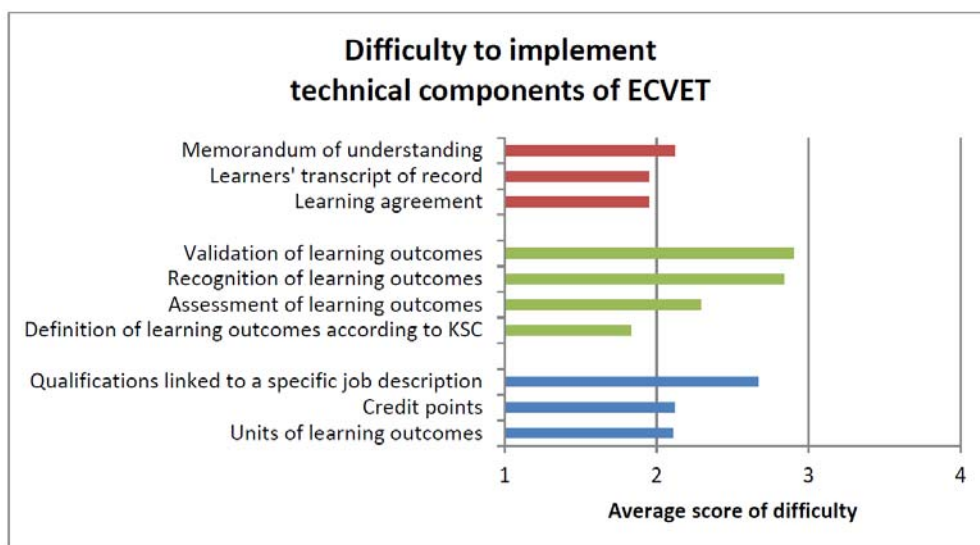


Abb. 2: Schwierigkeit der Implementierung technischer ECVET-Bestandteile in Bezug auf Übereinkommen (rot), Lernergebnisse (grün) und Qualifizierungsplanung (blau). Die horizontale Achse bildet den durchschnittlichen Punktwert für die Schwierigkeit ab, wobei 1 „nicht schwierig“ und 4 „sehr schwierig“ entspricht.

Obgleich die meisten Bestandteile des ECVET-Systems als relativ leicht umsetzbar betrachtet werden (s. Abb. 2), gibt lediglich einer der VET-Anbieter an, das ECVET System partiell zu implementieren. 8 von 18 Anbietern (44%) geben an, die Implementierung des ECVET-Systems anzustreben. Die Einbindung aller Beteiligten (im Sinne von Interesse und Förderung)

wird als sehr wichtig für die ECVET-Implementierung erachtet. Die VET-Anbieter, die die Implementierung des ECVET-Systems anstreben, sehen in der Transparenz der Qualifikationen den größten Zusatznutzen. Die Mehrheit der VET-Anbieter (83%) hält die Verknüpfung der ECTS mit ECVET für vorteilhaft. Persönliche Gespräche und die Organisation maßgeschneiderter Workshops werden als gute Wege zur Einbindung größerer Stakeholder in die ECVET-Implementierung angesehen.

12 von 18 VET-Anbietern geben an, dass andere Anrechnungssysteme für ihre Initiativen der Beruflichen Bildung bestehen. Lediglich 3 VET-Anbieter besitzen für ihre Initiativen eine Zertifizierung durch ein staatliches Institut.

2.3 Implementierung von E-Learning in der Aus- und Weiterbildung im nuklearen Bereich

12 von 48 Schulungsanbietern bieten computergestütztes Lernen an, hauptsächlich in Form von Video-Lektionen, MOOCs (Massive Open Online Course), Animationen und E-Books. Die Finanzierung wird als wesentlicher entwicklungshemmender Faktor von E-Learning-aktivitäten angegeben, aber auch das Fehlen von Personal, Zeit und Förderung der Lehrkräfte ist inhibierend (s. Abb. 3).

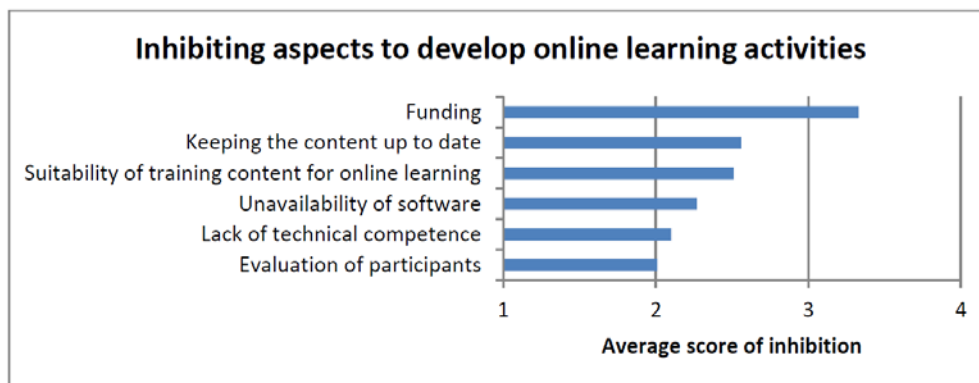


Abb. 3: Aspekte, die Schulungsanbieter hindern können, Aspekte bei der Entwicklung von E-Learning Maßnahmen. Die horizontale Achse bildet den durchschnittlichen Punktwert für die Wichtigkeit ab, wobei 1 „nicht wichtig“ und 4 „sehr wichtig“ entspricht.

2.4 Bedarf von Endanwendern in der Aus- und Weiterbildung im nuklearen Bereich

Die Fragen hinsichtlich der Endanwender fokussierten u.a. wichtige Aspekte bei der Suche nach Lernaktivitäten. Sowohl im akademischen Bereich als auch im Bereich der Beruflichen Bildung kommt der praktischen Anwendbarkeit der Lernaktivität offenbar die größte Bedeutung zu. Auch die Zertifizierung durch eine zuständige Behörde scheint von großer Bedeutung zu sein. Im Bereich der Beruflichen Bildung sind Maßnahmen der kontinuierlichen Weiterbildung (CPD) eher als Grundlagenschulungen wichtig, ebenso wie auch Austauschmöglichkeiten.

Endanwender geben an, dass Kurse am schwierigsten in den Bereichen Stilllegung und Abfall, geologische Endlagerung; sowie nukleare Sicherheit, Sicherung und Safeguards zu finden sind. Gegenwärtig werden Kurse in Kerntechnik und Fusion hauptsächlich an Universitäten besucht, wohingegen Kurse in nuklearer Sicherheit, Sicherung und Safeguards meist bei professionellen Schulungsanbietern belegt werden. Für Kurse auf anderen Gebieten ergibt sich nahezu eine Gleichverteilung auf universitäre Angebote und solche im Bereich der Beruflichen Bildung.

2.5 Qualitätssicherung in der Aus- und Weiterbildung im nuklearen Bereich

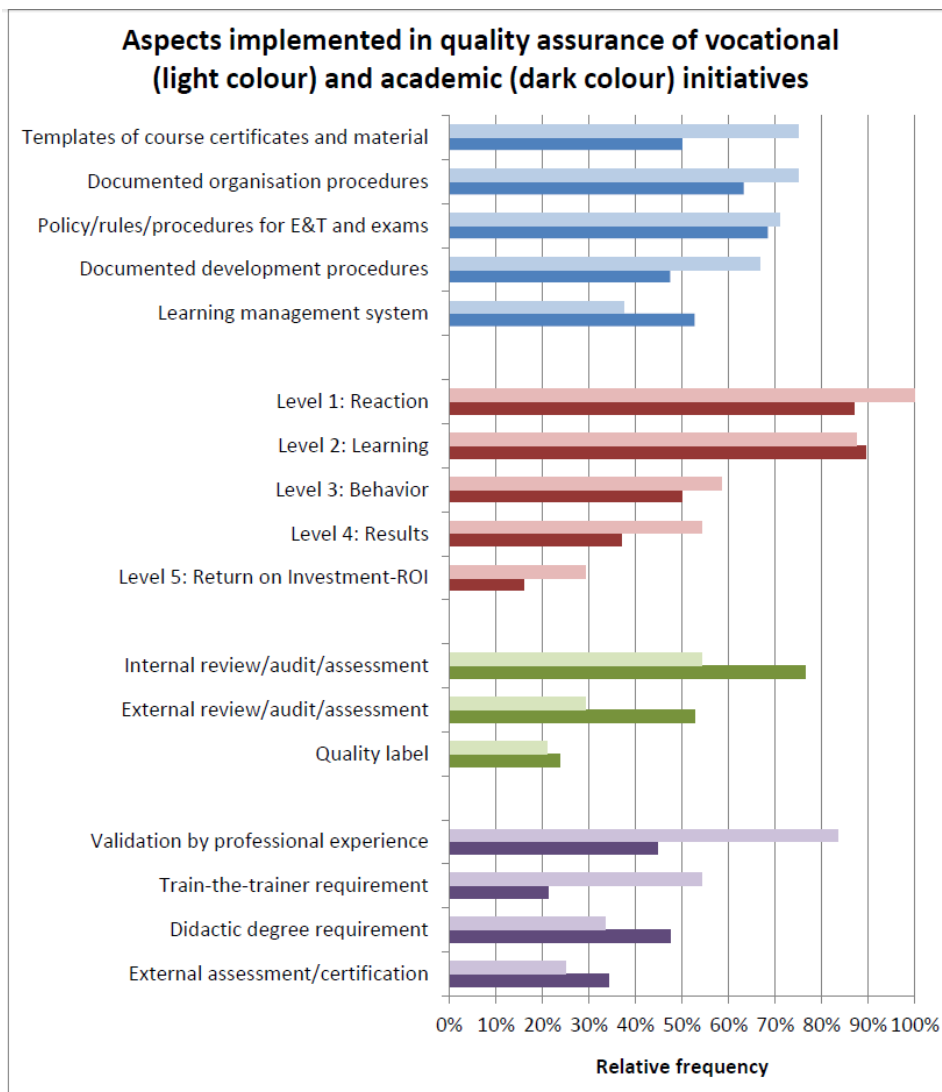


Abb. 4: Repräsentanz von Themen der Qualitätssicherung in der Beruflichen Bildung (helle Farbe) und in akademischen Initiativen (dunkle Farbe). Die Themen sind in vier Kategorien aufgliedert: Dokumentation und Archivierung (blau), Kursevaluation (rot), unabhängige Evaluation des Schulungsanbieters (grün) und Evaluation des Referenten (lila).

Hinsichtlich der Qualitätssicherung sind einige Unterschiede zwischen dem Lernen im akademischen Bereich und im Bereich der Beruflichen Bildung festzustellen (s. Abb. 4). Aspekte der Dokumentation und Archivierung sind offenbar in der Beruflichen Bildung stärker vertreten, während Lernmanagementsystem häufiger im Bereich der akademischen Aus- und Weiterbildung implementiert wird. Die Anbieter akademischer Weiterbildung geben an, sowohl intern als auch durch externe Dritte, mehr evaluiert zu werden. Die Evaluation der Lernaktivität scheint in VET-Initiativen häufiger vorzukommen. Die Evaluation der Referenten/Ausbilder in VET-Initiativen fokussiert hauptsächlich die Validierung der professionellen Erfahrung auf dem Gebiet und die Anforderung einem "Train-the-Trainer"-Programm zu folgen, während im akademischen Lernen ein didaktischer-Abschluss gefordert wird.

2.6 Optimierung und Netzwerke in der Aus- und Weiterbildung im nuklearen Bereich

Der Mangel an strukturierter Finanzierung wird bei akademischen Lernaktivitäten am häufigsten genannt, während in der beruflichen Bildung ein Mangel an Austauschmöglichkeiten für Fachkräfte und Referenten am häufigsten angegeben wird. Eine gemeinsame Datenbank mit den verfügbaren akademischen E&T und VET-Möglichkeiten, moderne Lernmittel, Europäische Zertifizierung durch führende Organisationen sowie ein koordinierendes Netzwerk werden als relevante Faktoren eingestuft, von denen eine positiver Einfluss auf die erwähnten Schwierigkeiten in der Aus- und Weiterbildung erwartet wird. Outreach-Aktivitäten werden im akademischen Lernen für viel wichtiger gehalten als in der z.B. Beruflichen Bildung (s. Abb. 5).

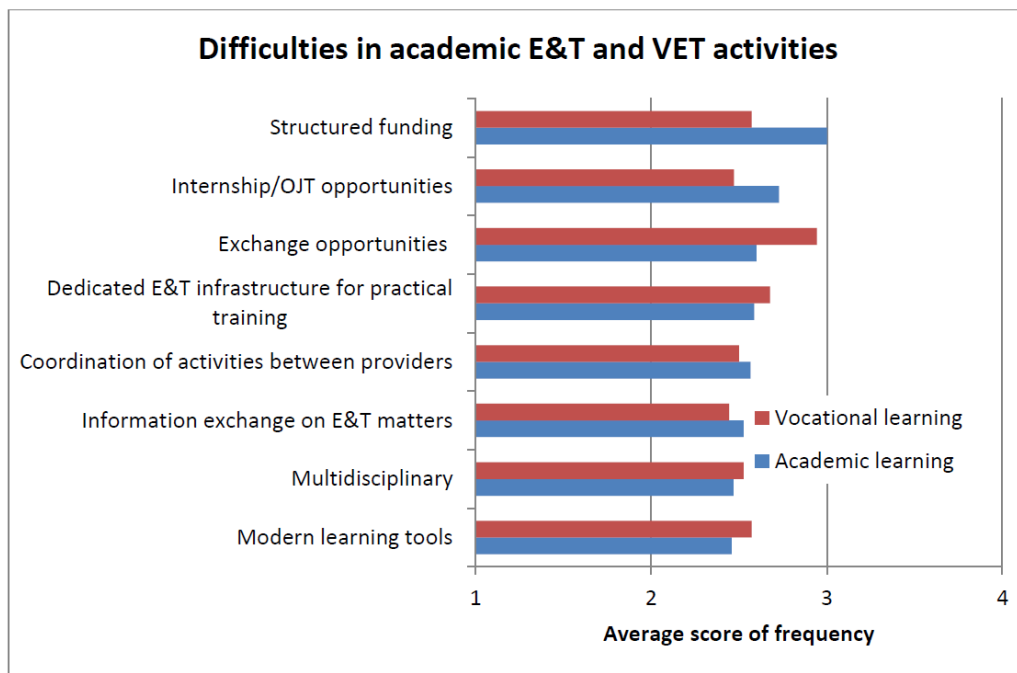


Abb. 5: Schwierigkeiten bei E&T und VET Maßnahmen, eingestuft entsprechend der Häufigkeit ihrer Nennung durch die Umfrageteilnehmer. Es wird unterschieden zwischen Lern-Initiativen der Beruflichen Bildung (in rot) und akademischen Aktivitäten (in blau). Der Punktwert auf der horizontalen Achse bildet die Häufigkeit der Nennung der Schwierigkeiten ab, wobei 1 „nie erwähnt“ und 4 „immer erwähnt“ entspricht.

3. Danksagung

ANNETTE wird von der Europäischen Kommission gefördert unter H2020 No. 661910.

4. Literaturverzeichnis

- [1] European Commission, Grant Agreement NUMBER — 661910 — ANNETTE, 12.2015; unveröffentlicht
- [2] European Commission, D1.1. SURVEY ON E&T AND VET IN THE NUCLEAR FIELDS IN EUROPE, noch unveröffentlicht

35 JAHRE STRAHLENSCHUTZAUSBILDUNG AN DER TECHNISCHEM UNIVERSITÄT ILMENAU

35 YEARS RADIATION PROTECTION TRAINING AT THE TECHNISCHE UNIVERSITÄT ILMENAU

A. Keller¹⁾, D. Jannek¹⁾, J. Haueisen¹⁾

¹⁾ Institut für Biomedizinische Technik, Technische Universität Ilmenau, Deutschland

Zusammenfassung

Im Beitrag werden Erfahrungen vorgestellt, in einen universitären Studiengang Biomedizinische Technik Anteile des Fachkundeerwerbs im Strahlenschutz zu integrieren.

Summary

The contribution presents experiences of integration portions of radiation protection training in a university degree program biomedical engineering.

Schlüsselwörter Masterstudium, Biomedizinische Technik, Strahlenschutz Ausbildung, Medizinphysik-Experten

Keywords master study, biomedical engineering, radiation protection training, medical physics expert

1. Tradition

In Ilmenau wurde am 16. September 1953 die Spezialhochschule für Elektrotechnik (HfE) gegründet. Die Stadt am Fuße des Thüringer Waldes war geprägt von jahrhundertalter Tradition vor allem der Glas- und Porzellanherstellung und jahrzehntelanger erfolgreicher Ingenieur- und Industriemeisterausbildung. Gründungsrektor war Prof. Dr. phil. nat. Dr.-Ing. E. h. Johannes Stamm. Als rector magnificus und Ordinarius für Hochspannungstechnologie verfügte er sowohl über Industrieerfahrungen (Technischer Direktor des Transformatoren- und Röntgenwerkes Dresden, ehemals Koch & Sterzel) als auch über Lehrerfahrungen (Honorarprofessor an der TU Dresden). Von Beginn an wurde von ihm eine intensive Bindung zwischen Natur- und Ingenieurwissenschaften gestaltet, eine gleichberechtigte „Vernunftgemeinschaft“ von Physik und Technik gefordert und praktiziert ([1], S. 99 ff).

Und dies galt insbesondere für die in geradezu seherischer Voraussicht in Lehre und Forschung etablierte Biomedizinische Technik. Industrieerfahrungen unseres Gründungsrektors zur Röntgentechnik in der Medizin prägten seine Auffassung, dass gute Technik nicht automatisch gute Medizintechnik sei. Folgerichtig wurde 1953 in der Fakultät für Schwachstromtechnik unter Leitung von Prof. Blüthgen das Institut für Elektromedizinische Apparate und Röntgentechnik gegründet. Es war das erste seiner Art in Europa. Die interdisziplinäre Ausbildungskonzeption wurde 1975 von der Weltgesundheitsorganisation als beispielhaft empfohlen ([2]).

Die Lehre wurde von Beginn an auf universitärem Niveau gestaltet und ständig wachsenden und neuen Anforderungen angepasst. 1963 wurde der Status einer Technischen Hochschule

(TH) verliehen. Nach der Wiedervereinigung wurde mit der Verabschiedung des Thüringer Hochschulgesetzes 1992 aus der TH Ilmenau die Technische Universität Ilmenau ([2]).

2. Erste Voraussetzungen

Mit der Berufung von Prof. Dr. sc. techn. Eberhard Forth im Jahre 1970 als Nachfolger des Gründungsdirektors unseres Institutes wurde das spezifische Ilmenauer Ausbildungsprofil, welches in seinem Kern noch heute Bestand hat, weiter entwickelt. Es ist gekennzeichnet von einer breiten und komplexen interdisziplinären Öffnung der Ingenieurwissenschaften zur Physik, zur Chemie, zur Biologie und zur Medizin. Es wird geprägt durch die vertiefte Vermittlung systemtheoretischer Methoden und deren Nutzung zur Analyse und Modellierung nicht nur technischer, sondern auch biologischer Systeme und physiologischer Prozesse, durch eine starke Einbeziehung der Medizinischen Informatik, durch die Integration von Medizinischer Physik und Klinisch-chemischer Analytik ([2], [3]).

Mit insgesamt 195 Stunden zu den Themen Strahlenphysik, Strahlenbiologie, Anatomie, Physiologie, Klinische Verfahren (einschließlich Klinischer Radiologie), Radiologische Technik, Strahlungsindikatoren und Strahlungsmessgeräte sowie Dosimetrie energiereicher Strahlung war ein Umfeld im Studium gegeben, welches eine hinreichende Grundlage für eine Strahlenschutz Ausbildung zum Erwerb des damaligen Staatlichen Befähigungsnachweises für Strahlenschutzfachkräfte darstellte.

3. Staatlicher Befähigungsnachweis

Im Mai 1981 schloss hierzu die Technische Hochschule Ilmenau eine Vereinbarung mit dem Staatlichen Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz Berlin (SAAS) ab. Das SAAS hatte in der DDR das Ausbildungsmonopol zum Erwerb von Fachkenntnissen im Strahlenschutz. Deshalb musste im Vertrag geregelt werden, dass abweichend hiervon das SAAS unsere Lehrleistungen akzeptierte.

In Anerkennung der Ausbildungsinhalte fand für die Ilmenauer Studierenden am Ende des Studiums nach bestandener Hauptprüfung ein verkürzter Ilmenauer Sonderkurs jeweils zur Hälfte in Ilmenau und in Berlin statt. Bei erfolgreichem Kenntnissnachweis wurde für die Kursteilnehmer der "Staatliche Befähigungsnachweis für Strahlenschutzfachkräfte" für das Arbeitsgebiet "Anwendung ionisierender Strahlung in der Medizin" erteilt. Dies umfasste also alle Disziplinen der Klinischen Radiologie, in denen naturwissenschaftlich technische Hochschulabsolventen eingesetzt werden konnten: Röntgendiagnostik, Nuklearmedizin und Strahlentherapie ([4]).

Seit 1980 waren die Ilmenauer Sonderkurse Bestandteil des Studienplanes und gemeinsam mit dem Diplom erhielten die Absolventen den Staatlichen Befähigungsnachweis für Strahlenschutzfachkräfte. Diesen Abschluss erwarben 359 Absolventen bis 1990.

4. Bachelor- und Masterstudiengang

Bereits mit dem Staatsvertrag zur Währungs-, Wirtschafts- und Sozialunion vom 18. Mai 1990 galt das Umweltrecht der BRD in der DDR und damit auch Strahlenschutz- und Röntgenverordnung. Dies machte die Umstellung der Ausbildung mitten im Semester erforderlich. Das gelang auch mit personeller Unterstützung aus den alten Bundesländern von der FH Giessen Friedberg. Nach der Wiedervereinigung 1990 konnte unser Ausbildungs-

konzept inhaltlich, organisatorisch, materiell und auch weitgehend personell erhalten werden. Seit dem Wintersemester 2005/2006 wird ein eigenständiger, konsekutiver Bachelor- und Masterstudiengang Biomedizinische Technik angeboten.

Er beinhaltet gegenwärtig neben den naturwissenschaftlich-technischen und biologisch-medizinischen Grundlagen und Fachgrundlagen folgende relevanten Fächer:

Bachelorstudiengang BMT		Fachsemester	
		5	6
- Modul Medizinische Physik	Medizinische Strahlenphysik, Strahlenbiologie, Strahlungsmesstechnik, Bildgebende Systeme in der Medizin 1	15 15	30 30
- Praktika	Bildgebende Systeme, Strahlungsmesstechnik		8
Masterstudiengang BMT		Fachsemester	
		1	2
- Modul Biomedizinische Technik	Bildgebende Systeme in der Medizin 2		30
- Wahlmodul Radiologische Technik / Strahlenschutz	Grundlagen des Strahlenschutzes Grundkurs Kenntnisnachweis Technik der Strahlentherapie Strahlenschutz in der Medizin Exkursion (BSM 1 und 2)	30	45 30 30
- Technisches Nebenfach Biomedizinische Technik	Bildgebende Systeme 3 Technisches Seminar Strahlentherapie		30 30
- Praktika	Computertomographie, Ultraschallbilderzeugung, Röntgenstrahlung, Radioaktivität, Bildverarbeitung		24

Abb.1: Lehrplan Auszug

Von vornherein wurde auf Grundlagen- und Fortgeschrittenenpraktika in klinischen Partnereinrichtungen unter den dortigen Bedingungen des vorrangigen Patientenbetriebes verzichtet. Unsere Ausbildung sollte planbar bleiben. Deshalb wurde in Ilmenau selbst ein umfangreiches radiologisches und strahlungsmesstechnisches Praktikum installiert. Schon seit 1978 stehen ein Röntgenstrahlen- und ein Kernstrahlenlabor für Praktika zur Verfügung. Beide Labore wurden seit 1997 modernisiert und neu ausgestattet.

Das Röntgenstrahlenlabor ist mit zwei Konvertergeneratoren, zwei Strahlern und zwei medizinischen Anwendungsgeräten (Decken-Boden-Stativ mit Rasteraufnahmetisch und Rasterwandstativ sowie ein Kipptisch mit Untertischröhre und Zielaufnahmeggerät) ausgestattet. Zur konventionellen Projektionsradiographie stehen analoge Film-Folien-Systeme mit Röntgenfilmentwicklungsautomat und zwei digitale Röntgenbildwandler (Speicherfoliensystem, Flachbilddetektor mit indirekter Bildwandlung) zur Verfügung. Die digitalen Bildwandler arbeiten mit einem gemeinsamen Rechnersystem zusammen. Zusätzlich ist für studentische Arbeiten und Praktika ein Bildverarbeitungslabor eingerichtet worden. Die Durchleuchtung ist sowohl mit einem alten Leuchtschirm als auch mit elektronenoptischen Röntgenbildverstärker und hochauflösender Fernsehkette möglich. Für Messungen des

Übertragungsverhaltens, zur subjektiven Bewertung der Bildgüte sowie der Dosis an unterschiedlichen Positionen im Nutzstrahlenbündel und im Störstrahlenfeld stehen eine Vielzahl von teilweise selbstentwickelten Phantomen und Messgeräten zur Verfügung. Ebenso sind Phantome und Messtechnik zur Konstanzprüfung vorhanden. Der Betrieb der Röntgeneinrichtung ist gemäß Röntgenverordnung der zuständigen Stelle angezeigt.

Das Kernstrahlenlabor erlaubt den praktischen Umgang mit umschlossenen radioaktiven Quellen und Radionuklidgeneratoren zum Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen. So sind experimentelle Untersuchungen von Entstehung und Eigenschaften der Kernstrahlen (Alpha-, Beta- und Gammastrahlung) möglich. Darüber hinaus lassen sich mit den Strahlenquellen die Eigenschaften der unterschiedlichsten Strahlungsdetektoren untersuchen.

So ermöglicht das Kernstrahlenlabor die praktische Untersetzung der Inhalte u.a. in den Lehrgebieten Medizinische Strahlenphysik, Strahlungsmesstechnik und Strahlenschutz. Gleichzeitig können mehrere Praktikumsgruppen á vier Studierender im Labor arbeiten. Hierzu sind alle Plätze neben der Strahlungsmesstechnik mit PC ausgestattet, welche ein kleines Netz bilden. So kann der Betreuer effektiv Verlauf und Ergebnisse der einzelnen Versuche kontrollieren. Zusätzlich steht noch ein stickstoffgekühlter Reinstgermanium-detektor für die Gammaskopimetrie zur Verfügung. Alle radioaktiven Stoffe werden in einem Quellenbunker aufbewahrt. Das Labor hat die Genehmigung nach Strahlenschutz-verordnung der zuständigen Stelle Thüringens.

5. Integrationsprobleme

Welche didaktischen Schwierigkeiten bei einer Integration eines Fachkurses in ein Universitätsstudium entstehen, zeigt die Begriffsdefinition „Strahlenschutz“.

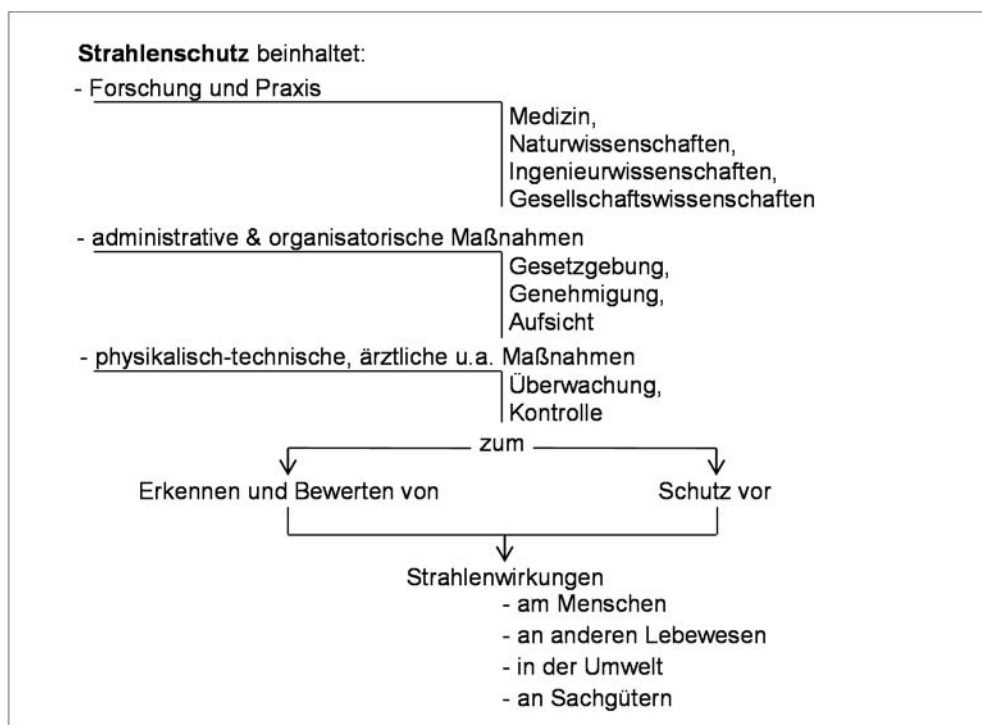


Abb.2: Strahlenschutz nach [5]

Strahlenschutz ist also keine abgrenzbare Einzelwissenschaft. Sie profitiert von den Erkenntnissen unterschiedlichster Wissenschaften und steht auf zwei Säulen: Primär notwendig ist das Erkennen und Bewerten der schädigenden Strahlenwirkungen. Nur für diejenigen, über welche gesicherte, statistisch belastbare Erkenntnisse vorliegen, kann ein wirksames Schutzsystem mit begründeten Zielen und Grundsätzen realisiert werden. Strahlenschutz umfasst somit unterschiedlichste Gegenstände, Ziele und Methoden auf weit auseinander liegenden Niveaus zwischen Wissenschaft und Praxis.

In der Richtlinie Strahlenschutz in der Medizin von 2011 ([6]) sind notwendige Inhalte der erforderlichen Fachkunde im Strahlenschutz für Medizinphysik-Experten in der Anlage A2 enthalten. In Anlage A2 3 A.), B.) und C.) werden ungewichtet Grundkenntnisse und vertieftes Fachwissen auf dem Gebiet der angestrebten Fachkunde und Grundwissen auf den jeweiligen anderen Gebieten aufgezählt. Die Umfänge reichen von eher singulären (selbsverständlich relevanten!) Schwerpunkten bis zu Überschriften von kompletten Lehrgebieten. So entsteht die Notwendigkeit einer didaktischen Erschließung und Integration des Strahlenschutzes in einen zertifizierten universitären Studiengang.

Im Ergebnis jahrelanger Lehrerfahrungen ergab sich ein Fächerkomplex im Studiengang, der interdisziplinär unter physikalisch-technischen und biologisch-medizinischen Aspekten Grundlagen, Strahlenanwendung und Strahlenschutz behandelt.

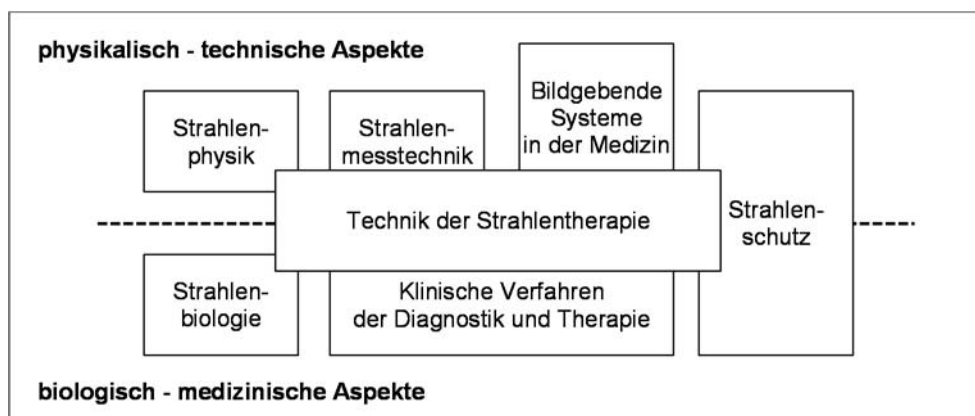


Abb. 3: Fächerkomplex

Das Fach "Technik der Strahlentherapie" zeigt eine Sonderstellung. Seine Inhalte könnten auf die anderen Fächer aufgeteilt werden. Unter dem einzigartigen Aspekt, dass in der Strahlentherapie der Medizinphysik-Experte als nichtärztlicher Hochschulabsolvent unmittelbar am Patienten eigenverantwortlich tätig wird, sind hier alle Inhalte zur Strahlentherapeutischen Technik, zur Klinischen Dosimetrie und zur Bestrahlungsplanung konzentriert worden.

6. Grundkurs für Medizinphysik - Experten

Vorübergehend anerkannten die Behörden nach der Wende nur den Abschluss für das Spezialgebiet Röntgendiagnostik. Aber gerade hier liegt kein typischer Einsatzfall nichtärztlicher Hochschulabsolventen als Strahlenschutzbeauftragte für den physikalisch technischen Bereich. Um einen breiten und arbeitsmarktwirksamen Abschluss in das Studium zu integrieren, mussten sowohl die Zugangsvoraussetzungen als auch der Sonderkurs für unsere

Absolventen grundlegend überarbeitet werden. Das Vorhaben orientierte sich an den Erfordernissen der einschlägigen Fachkunderichtlinien als Mindestanforderungen ([6]).

Über Zwischenlösungen ist nun mit Anerkennung der zuständigen Stelle (Thüringer Landesverwaltungsamt Weimar) der Grundkurs zum Erwerb der Fachkunde für Medizinphysik-Experten am Ende des ersten Semesters des Masterstudienganges integriert. Dabei wurde dieser gar nicht explizit in das Studium eingebaut. Sondern es wurde die Anerkennung von Teilen unseres Studienganges (Fächer und Praktika) als Kurs zum Erwerb der Fachkunde bei der zuständigen Stelle, dem Thüringer Landesverwaltungsamt Weimar erfolgreich beantragt. Allein der Kenntnissnachweis, welcher kein Bestandteil der Prüfungsordnung unseres Masterstudienganges ist, wurde zusätzlich aufgenommen. Alle inhaltlichen Voraussetzungen sind Bestandteil von Vorlesungen und Praktika (s. Abb.1).

Teilnehmen können nur Studierende, welche den kompletten konsekutiven Studiengang in Ilmenau mit dem Wahlmodul "Radiologische Technik / Strahlenschutz" absolvieren. Diesen Abschluss erwarben 243 Absolventen bis zum Absolventenjahrgang 2015. Insgesamt haben seit Institutsgründung von 1.368 Absolventen 602, also fast die Hälfte, eine staatlich anerkannte Strahlenschutz Ausbildung im Studium erworben.

Der Ausschnitt unseres Lehrplans in Abbildung 1 zeigt, dass über den Grundkurs hinaus auch alle Themen des Spezialkurses für Medizinphysik-Experten enthalten sind. Im Studium sind aber nur als Ausnahme (Praxissemester, Bachelor- und Masterarbeit) und nur anteilig Zeiten enthalten, welche als Sachkundeerwerb zählen könnten. Der Besuch des MPE Spezialkurses verlangt unbedingt und umfangreiche Praxiserfahrungen, also Sachkundezeiten! Folgerichtig wurde seine Anerkennung nicht beantragt.

7. Danksagung

Das Institut für Biomedizinische Technik wurde seit 1997 mit einer halben Million Euro u.a. bei der Modernisierung des Röntgenstrahlen- und des Kernstrahlenlabors vom Strahlenschutzseminar in Thüringen e.V. unterstützt.

8. Literaturverzeichnis

- [1] Rittig, F.: Ingenieure aus Ilmenau. 1. Aufl., Ilmenau: ad rem verlag 1994. 267 S.
- [2] Köhler, E. (Hrsg.): 100 Jahre Ingenieurausbildung in Ilmenau., Technische Universität 1994. 184 S.
- [3] Forth, E.; Keller, A.; Schewitzer, E.: Die Bedeutung der interdisziplinären Ausbildung für medizin-orientierte Wissenschaftsdisziplinen. Radiol. diagn. 23 (1982) H. 6, S. 848 - 850
- [4] Keller, A.; Forth, E.; Steuer, J.; Menzel, B.: Die Technische Hochschule Ilmenau entläßt ab 1982 Diplomingenieure für Biomedizinische Technik und Bionik als Strahlenschutz-fachkräfte mit Staatlichem Befähigungsnachweis des SAAS. Dt. Gesundh.-Wesen 37 (1982) H. 36, S. 1587 - 1589
- [5] Sitzlack, G. (Hrsg.): Strahlenschutz. Berlin: Tribüne 1976. 415 S.
- [6] Richtlinie Strahlenschutz in der Medizin. GMBI 62 (2011), Nr. 44 - 47, S. 867 ff.

WEITERBILDUNG AUF DEN GEBIETEN RADIOLOGISCHE CHARAKTERISIERUNG UND FREIGABE

FURTHER TRAINING IN THE FIELDS OF RADIOLOGICAL CHARACTERISATION AND CLEARANCE

M. Bothe¹⁾, J. Feinhals²⁾, E. Neukäter³⁾

¹⁾VKTA – Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e.V., Dresden, Deutschland

²⁾DMT GmbH & Co. KG, Hamburg, Deutschland

³⁾BKW Energie AG, KKW Mühleberg, Mühleberg, 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. Die Module haben die Schwerpunkte „radiologische Charakterisierung und Freigabe“, „Probenahme“ und „Mess- und Probenahmepläne“. 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. Dieses Konzept wurde für verschiedene Institution erfolgreich angewendet und ist für weitere geplant.

Summary

Radiological characterisation and clearance require specific knowledge and skills. Targeted further 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. The modules have following focuses: “radiological characterisation and clearance”, “sampling” and “measurement and sampling plans” 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. This concept was carried out for different institutions and is planned for some more.

Schlüsselwörter Weiterbildung, radiologische Charakterisierung, Freigabe, Probenahme
Keywords further 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. 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 Stammebelegschaft 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 passendes Programm erstellt, das die spezifischen Wünsche der jeweiligen Institution und den Wissens- und Erfahrungsstand der Teilnehmer berücksichtigt. Die Möglichkeiten reichen da von Grundlagenvermittlung über Auffrischkurse bis zu Fachdiskussionen spezieller Fragen mit bereits erfahrener 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, das 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 zwei internationalen Workshops der IAEA, in zwei Workshops im CERN und in einem deutschen Kernkraftwerk durchgeführt. Workshops für weitere Einrichtungen sind für 2016 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 11929
- Freigabe- und Freimessstrategien
- konventionelle Schadstoffe
- Organisation
- 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.

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. Zur Veranschaulichung des Problems wird zuvor die Situation von einem Teilnehmer oder einem 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.

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 einzelnen Probenahmeverfahren werden vorgestellt, demonstriert und praktisch eingeübt. Idealerweise schließt sich an den Kurs eine Phase 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 einer späteren Konsultation 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.

NEUE ANALYTISCHE METHODE ZUR SCHNELLEN NUKLIDIDENTIFIKATION IN MOBILEN IN-SITU GAMMASPEKTROMETERN

T. Streil¹⁾, V. Oeser¹⁾, W. Wagner¹⁾, H.-R. Dörfel²⁾

¹⁾ SARAD GmbH, Dresden, Deutschland

²⁾ IDEA Systems GmbH, Karlsruhe, Deutschland

Zusammenfassung

Beim Reaktorrückbau, bei Reaktorunfällen oder durch terroristische Attacken können große Flächen mit Radionukliden kontaminiert sein. Eine geeignete mobile Messtechnik soll einen schnellen Überblick über das Ausmaß der Kontamination ermöglichen. Bisherige Methoden nutzen zur Nuklididentifikation entweder rechenzeitaufwendige Peak-Fit-Prozeduren mit Untergrundkorrektur oder die Trapezmethode mit Auswahl sog. interessierender Bereiche (ROI). Da der Nuklidvektor oft bekannt ist, kann diese Information als Ausgangspunkt für den Nuklidnachweis ausgenutzt werden.

Im vorgestellten Verfahren wird das vom Detektor registrierte Energiespektrum entsprechend der Detektorauflösung dynamisch geglättet. Dabei werden Rauschanteile effektiv unterdrückt ohne dass sich dabei die Detektorauflösung wesentlich verschlechtert. Das statistisch aufbereitete Spektrum wird zweifach differenziert. Damit erhält man sowohl die Position als auch die zwei Wendepunkte der gefundenen Peaks. Die nachzuweisenden Nuklide können mit Hilfe der Peaklagen identifiziert werden. Aus den Abständen der Wendepunkte von der Peaklage und den zugehörigen Werten im Spektrum bei Peaklage und Wendepunkten kann man die Fläche eines angenommenen Gauß-Peaks bestimmen, ohne den immer vorhandenen stetigen Untergrund berücksichtigen zu müssen. Mit einem 2×2“ NaI-Detektor, wie er im Gerät NucScout benutzt wird, lässt sich z. B. im Abstand von 1 m in 10 s eine ¹³⁷Cs-Aktivität von 200 Bq/kg nachweisen. In Kombination mit adaptierten Kalibriermethoden ermöglicht der im NucScout implementierte Algorithmus den Nuklidnachweis auch für anderen Geometrien, z. B. mit Marinelli-Becher im Gerät LabScout.

Summary

Demolition and accidents of nuclear reactors or terroristic attacks may lead to large-area contamination with radionuclides. A suitable mobile measurement equipment should allow a quick overview about the extent of contamination. Recent methods apply for nuclide identification either time-consuming peak-fitting methods inclusive background correction or the so-called trapezoid method determining so-called regions of interest (ROI). Since the nuclide vector is often known, this information can be used as a starting point for the nuclide identification.

The presented method uses dynamic smoothing of the registered energy spectrum in accordance with the detector resolution. In this way, noise is effectively suppressed without substantial degradation of the detector resolution. The statistically prepared spectrum is then two-fold differentiated. This provides the peak positions and the two turning points of the found peaks. Nuclide identification is possible using the peak positions, and with the peak and turning point positions and the corresponding values of the spectrum, one may calculate the area of an assumed Gauss distribution without considering the in any case present continuous background. With a 2×2“ NaI-detector, as being used in the NucScout device, one can identify a ¹³⁷Cs-activity of 200 Bq/kg at distance of 1 m in 10 s. Combined with adapted calibration

methods, the algorithm for nuclide identification implemented in the NucScout is also applicable for other geometries, e. g., using a Marinelli cup in the LabScout device.

Schlüsselwörter *Reaktorrückbau, Reaktorunfall, radioaktive Kontamination, NaI-Detektor, Nuklidnachweis*

Keywords *Nuclear reactor demolition, reactor accident, radioactive contamination, NaI-detector, nuclide identification*

1. Einleitung

Der Rückbau von Kernreaktoren, Reaktorunfälle oder terroristische Attacken können zur großflächigen Kontamination mit Radionukliden führen. Zur schnellen Erfassung des Ausmaßes der radioaktiven Belastung ist eine effektive und mobile Messtechnik erforderlich. Gängige Methoden sind relativ aufwendig, da sie zur Nuklididentifikation z. B. Peak-Fit-Methoden mit Untergrundkorrektur nutzen oder die Trapezmethode anwenden, bei der interessierende Spektralbereiche (ROI) definiert werden müssen. Da der zu erwartende Nuklidvektor (d. h. die Vielfalt an Radionukliden) oftmals bekannt ist, kann diese Information als Ausgangspunkt für den Nuklidnachweis benutzt werden.

2. Berechnung der Messgrößen zur Nuklididentifikation

Resultat der Nuklididentifikation soll die Ermittlung der zugehörigen Aktivitäten pro kg oder die spezifische Ortsdosisleistung sein. Dazu wird mit einem 2×2“ NaJ-Detektor von der Probe oder am Bestimmungsort ein Gamma-Spektrum aufgenommen. Zur Auswertung stehen zwei Verfahren zur Verfügung. Werkseitig ist in den Geräten die PSV-Analyse (peak-shape verification) eingestellt. Die Trapezmethode kann der Anwender auswählen.

2.1 Trapezmethode

Bei der Trapezmethode (Abb. 1) wird der im Peakbereich (A) zu subtrahierende Untergrund (BGR) durch eine lineare Interpolation des Untergrundes links (BL) und rechts (BR) des Peaks ermittelt. Für eine minimale Nachweisgrenze wird die Breite von BL und BR so gewählt, dass sie der halben Peakbreite entspricht. Der geschätzte Untergrund im Peakbereich ist dann gleich der Summe der Flächen von BL und BR. Die Fläche des Gamma-Peaks (PhP) wird als Differenz $PhP = A - (BL + BR)$ berechnet.

Die Trapezmethode liefert nur dann verlässliche Ergebnisse, wenn der Untergrund BL, BGR, BR als linear abhängig von der Energie angenommen werden kann.

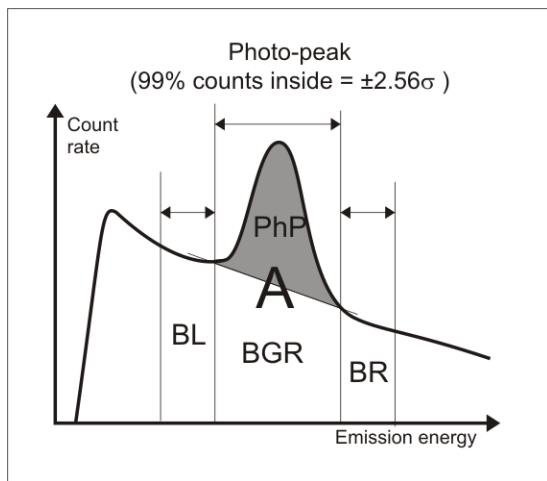


Abb. 1: Schema der Trapezmethode

2.2 PSV-Methode

Ein mit Szintillationsdetektoren registrierter Gamma-Peak stellt eine dem Untergrund überlagerte Gauß-Kurve dar, die durch die Parameter μ und σ (Peaklage und Dispersion) eindeutig definiert ist. Die gemessene Peakbreite (2σ) ist eine Funktion der Gamma-Energie und wird von der Detektorauflösung bestimmt. Die PSV-Analyse (Abb. 2) benutzt die durch vorherige Detektorkalibrierung ermittelten Funktionen $\mu(E)$ zur Nuklididentifikation und $\sigma(E)$ zur Bestimmung der Peakflächen.

Zur Unterdrückung der statistischen Schwankungen und Rauschanteile wird das gemessene Spektrum zunächst mittels eines geeigneten dynamischen Filters geglättet. Entsprechend einer definierten Nuklidliste, die die charakteristischen Gamma-Energien und -wahrscheinlichkeiten vorgibt, wird im Bereich jedes zu erwartenden Gammapeaks das Peakmaximum (μ) gesucht. Wird es gefunden, werden die zugehörigen Wendepunkte (σ_L , σ_R) ermittelt. Bei Übereinstimmung der Parameter mit den Vorgaben aus der Detektorkalibrierung kann nun die Fläche des als Gauß-Kurve angenommenen Gammapeaks unabhängig vom vorhandenen Untergrund bestimmt werden.

Durch die PSV-Analyse wird sichergestellt, dass nur "echte" Gamma-Peaks in die Nuklididentifizierung eingehen. Außerdem werden nur die tatsächlich benötigten

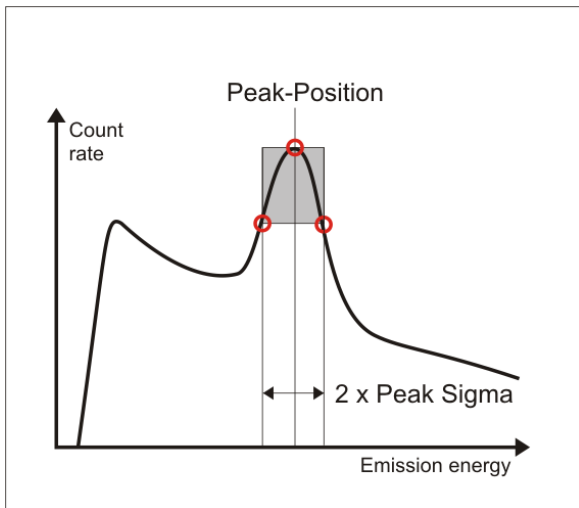


Abb. 2: Schema der PSV-Methode

Bereiche des gemessenen Spektrums analysiert, d. h. etwa die doppelte Halbwertsbreite der zu erwartenden Gamma-Peaks, so dass auch benachbarte, wenig überlappende Peaks, die im Allgemeinen unterschiedlichen Nukliden zuzuordnen sind, noch getrennt berechnet werden können. Des Weiteren lassen sich z. B. durch Temperaturschwankungen bedingte kleine Verschiebungen der Messspektren relativ einfach kompensieren.

Die nachfolgende Tabelle fasst Vor- und Nachteile beider Analysemethoden zusammen und zeigt deren vorzugsweise Verwendung auf.

Methode	Vorteile	Nachteile	Verwendung
Trapezmethode	Niedrigste Nachweisgrenze Höchste Genauigkeit	Erfordert einen linearen Untergrund im und links und rechts des Peak-Bereiches. Berechnet Werte für jeden konvexen Bereich des Spektrums. Empfindlich gegenüber Spektrerverschiebungen.	Laborarbeiten mit bekannten Proben Effizienz-Kalibrierung mit spezifischen Quellen
PSV-Methode	Erlaubt geringe Spektrerverschiebungen. Identifiziert nur "echte" Gamma-Peaks. Berechnet auch benachbarte Peaks korrekt.	Höhere Nachweisgrenze Größerer statistischer Fehler	Alle Arten von Feldmessungen und in-situ Analysen

2.3 Berechnung der nuklidspezifischen Aktivität

Um die Aktivität eines Nuklids innerhalb einer Probe (LabScout [1]) bestimmen zu können, sind, neben der Netto-Impulszahl im gemessenen Gamma-Peak (N), die Messzeit (T), die Wahrscheinlichkeit des zur Nuklididentifikation ausgewählten Gamma-Übergangs (P) und die Detektoreffektivität (η) erforderlich. Die nuklidspezifischen Gamma-Energien und Übergangswahrscheinlichkeiten sind in der Nuklidliste angegeben. Die Detektoreffektivität

muss durch eine vorherige Kalibrierung ermittelt werden. Diese beinhaltet sowohl die energieabhängige Ansprechkurve des NaI-Detektors als auch Geometrie- und Absorptionseffekte in der Probe bzw. zwischen Detektor und Probe (NucScout [1]). Die Aktivität eines Nuklides wird wie folgt berechnet:

$$A = \frac{N}{T * P * \eta} \quad (1)$$

2.4 Berechnung der Dosisleistung bei in-situ Messung

Für die Bestimmung der Ortsdosisleistung (NucScout) wird zunächst der energieabhängige Strahlungsfluss $\Phi(E)$ im Strahlungsfeld bestimmt. Die Basis dafür bildet das gemessene Energiespektrum des Detektors sowie dessen energieabhängige Nachweiseffektivität bei Annahme eines homogenen Strahlenfeldes:

$$\Phi(E) = \frac{R(E)}{\eta(E) * F} \quad (2)$$

Hier bedeuten $R(E)$ die Detektorzählrate und $\eta(E)$ die Detektoreffektivität bei der Gamma-Energie E . F ist die Querschnittsfläche des Detektors. Die energiespezifische Dosisleistung $H(E)/t$ kann nun unter Verwendung des energieabhängigen Massenabsorptionskoeffizienten von Luft $\mu(E)$ bestimmt werden:

$$\frac{H(E)}{t} = \Phi(E) * E * \mu(E) = \frac{R(E)}{\eta(E) * F} * E * \mu(E) \quad (3)$$

Für die Dosisleistung des gesamten Energiebereiches im Spektrum gilt dann:

$$\frac{H}{t} = \int_0^{3MeV} \frac{R(E)}{\eta(E) * F} * E * \mu(E) dE \quad (4)$$

Die Integration erfolgt numerisch, d.h. es werden die partiellen Dosisbeiträge aller Zählkanäle aufsummiert. Dieses Verfahren sichert eine korrekte Bestimmung der Dosisleistung unabhängig vom Nuklidvektor, durch den das Strahlenfeld generiert wird. Damit behält eine Kalibrierung mit einer ^{137}Cs -Referenzquelle auch für natürliche Strahlenfelder ihre Gültigkeit.

3. Detektorkalibrierung

Für die Nuklididentifikation und Quantifizierung der Strahlungsquellen sind mehrere Kalibrierungen erforderlich.

- Definition des Messbereichs: Legt die energetische Obergrenze des zu analysierenden Spektrums fest und passt das Detektorsignal an den ADC-Eingang des Vielkanalanalysators an.
- Energie-Kalibrierung: Ordnet den ADC-Kanälen Energiewerte für die Bestimmung der nuklidspezifischen Peaklagen zu.
- Peakbreiten-Kalibrierung: Legt für die Trapezmethode die Breite des Peakbereichs und der Untergrundbereiche fest. Für die PSV-Analyse liefert sie den erwarteten Wert der Peakbreite zum Vergleich mit dem tatsächlich gemessenen Wert.
- Kalibrierung der Detektoreffektivität: Kompensation der energieabhängigen Nachweiswahrscheinlichkeit des Detektors sowie der Absorption in der Probe (LabScout) bzw. zwischen Probe und Detektor (NucScout).

Energie- und Peakbreiten-Kalibrierung erfolgen interaktiv in einem Schritt mittels eines aufgenommen Kalibrierspektrums (Abb. 3 oben), welches möglichst viele Gamma-Peaks im gesamten Messbereich enthalten sollte. Die Messzeit sollte so gewählt werden, dass statistische Schwankungen im Spektrum die Gauß-Form der Gamma-Peaks nicht verfälschen. Die Kalibrierroutine überlagert allen ausgewählten Gamma-Peaks ideale Gauß-Kurven (z. B. rot in Abb. 3 links unten), deren Parameter μ und σ als Funktionswerte für die Bestimmung der Kalibrierfunktionen $\mu(E)$ und $\sigma(E)$ mittels Polynom-Fit verwendet werden (in Abb. 3 rechts unten). Die Nuklidliste (ohne Übergangswahrscheinlichkeiten) sowie die Parameter der ermittelten Kalibrierfunktionen sind ebenfalls in Abb. 3 (Mitte unten) dargestellt.

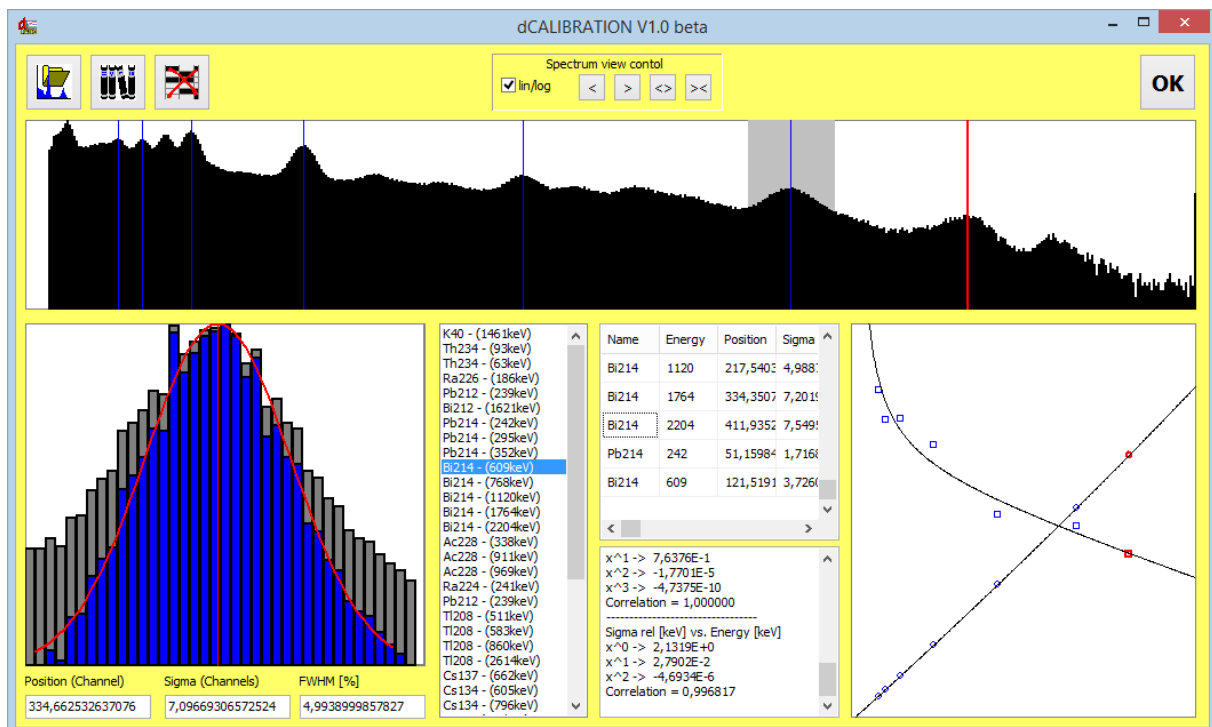


Abb. 3: Illustration der interaktiven Energie- und Peakbreiten-Kalibrierung

Zur korrekten Bestimmung der Aktivität eines Nuklids ist die energieabhängige Nachweiseffektivität des Detektors erforderlich. Diese ist von der Detektorsensitivität, der Messgeometrie und der Absorption in der Probe oder Abschirmung zwischen Probe und Detektor abhängig. Für annähernd homogene Proben bzw. Strahlungsfelder und Gamma-Energien über ca. 100 keV kann die Nachweiseffektivität des NaJ-Detektors durch eine Funktion der Form

$$\eta(E) = \frac{R(E)}{Z} = A * E^B \quad (5)$$

recht gut beschrieben werden (Abb. 4). Hier bedeuten $\eta(E)$ die Detektoreffektivität für die Gamma-Energie E, R(E) die energieabhängige Detektorzählrate und Z die Zerfallsrate des entsprechenden Nuklids unter Aussendung von Gamma-Strahlung der Energie E. Die Parameter A und B charakterisieren die Approximationsfunktion für die Nachweiseffektivität.

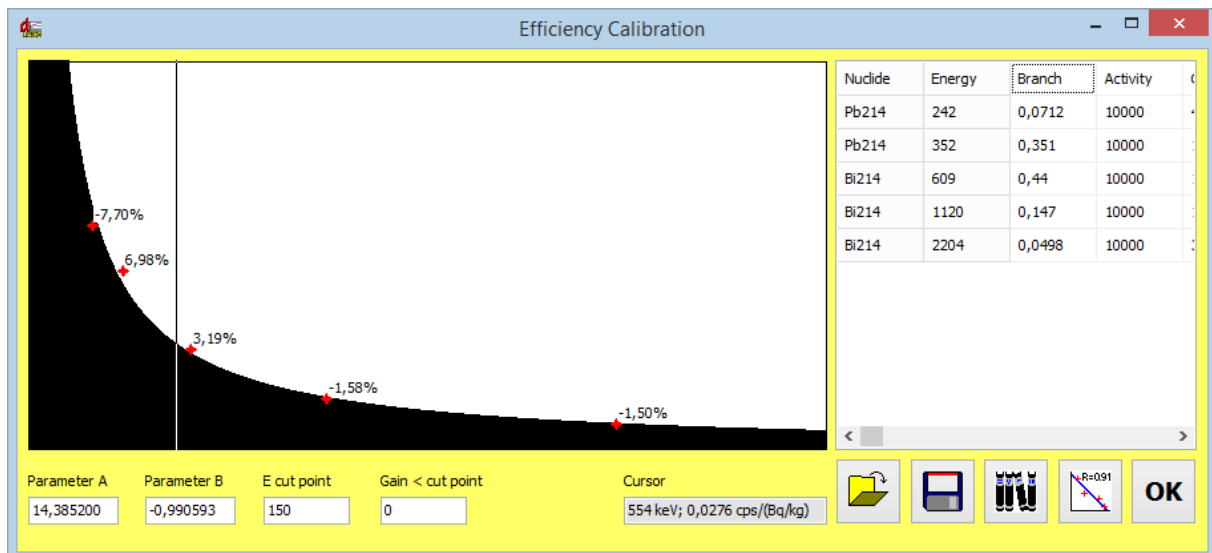


Abb. 4: Kalibrierung der Nachweiseffektivität des NaJ-Detektors mit Hilfe von fünf Gamma-Peaks, die aus dem Kalibrierspektrum (Abb. 3) ausgewählt wurden.

Somit ist z. B. bei Vorhandensein einer Referenzprobe in gleicher Geometrie und annähernd gleicher Konsistenz (Dichte) eine einfache und schnelle Kalibrierung der Nachweiseffektivität des Detektors möglich (LabScout). Werden im Spektrum der zu analysierenden Probe ausreichend viele bekannte Gamma-Peaks registriert, so kann die Kalibrierung auch intern erfolgen. Prinzipiell wären nur zwei Gamma-Peaks zur Bestimmung von A und B nötig. Aufgrund des Funktionsverlaufes wäre dann aber ein Peak unterhalb der Gamma-Energie von 300 keV und der zweite oberhalb von 1000 keV erforderlich. Besonders einfach und auch genauer gestaltet sich die Kalibrierung der Nachweiseffektivität freilich, wenn alle benötigten Gamma-Peaks in einem Spektrum (wie z. B. in Abb. 3) vorhanden sind.

4. Literaturverzeichnis

[1] SARAD GmbH, Produkte, www.sarad.de

QUALITÄTSSICHERUNG DER IN-SITU-GAMMASPEKTROMETRIE – INTERNATIONALE VERGLEICHSMESSUNG AN DER K-RISK- PHANTOMWAND 2015

QUALITY ASSURANCE OF IN-SITU-GAMMASPECTROMETRY – INTERNATIONAL COMPARISON MEASUREMENT AT THE K-RISK- PHANTOM 2015

G. Haas¹⁾, R. Schupfner¹⁾, K. Buß²⁾

¹⁾ZRN-URA-Laboratorium, Institut für analytische Chemie, Chemo- und Biosensorik,
Universität Regensburg, Deutschland

²⁾Bayerisches Landesamt für Umwelt, Kulmbach, Deutschland

Zusammenfassung

Für die Freigabe von Gebäuden, Gebäudeteilen, Wandstrukturen und Bodenflächen hat sich in den letzten Jahren die kollimierte In-situ-Gammaspektrometrie als leistungsfähige Methode etabliert. Um für die Qualitätssicherung bei der kollimierten In-situ-Gammaspektrometrie eine geeignete Möglichkeit zu schaffen, wurde an der Universität Regensburg im Auftrag des Bayerischen Landesamtes für Umwelt die K-RISK-Phantomwand entwickelt und gebaut. Das Kulmbach-Regensburger In-situ-Kalibrierphantom K-RISK ist eine Großflächen-Kalibrierwand aus Beton, die eine realitätsnahe Erstellung verschiedener räumlicher Kontaminationsverteilungen in Wandstrukturen ermöglicht. Im Gegensatz zu vielen anderen Kalibrierphantomen erlaubt das K-RISK-Phantom vollständig reversible, dreidimensionale Aktivitätsverteilungen.

Die Vergleichsmessung soll als Qualitätssicherung den Teilnehmern ermöglichen, ihre In-situ-Gammaspektrometrie-Aktivitätsmessungen zu überprüfen und eventuelle Fehler bei der Messung, Kalibrierung bzw. Auswertung zu erkennen.

An der Vergleichsmessung nahmen insgesamt 19 Institutionen (Industrie, Gutachter, Behörden) aus Deutschland, Österreich und der Schweiz teil.

Summary

During the last years the collimated in-situ-gammaspectrometry established itself as a powerful mean for free- release of buildings, parts of buildings, walls and ground area. To accomplish a suitable possibility for quality assurance of in-situ-gammaspectrometry, the K-RISK-phantom wall was developed and built at the University of Regensburg on the authority of the state office for environmental protection, Kulmbach. The K-RISK-phantom is a large surface calibration wall made of concrete which allows simulating different realistic three-dimensional wall contaminations. Contrary to many other calibration phantoms the K-RISK phantom permits completely reversible three-dimensional activity distributions.

The comparison measurement is a useful tool for quality assurance and allows the participants to review their measurements relating to measurement, calibration or analysis. 19 institutions (industry, surveyor, authorities) from Germany, Austria and Switzerland participated at the comparison measurement.

Schlüsselwörter *In-situ-Gammaspektrometrie, Qualitätssicherung, K-RISK-Phantom, Kalibrierphantom, Vergleichsmessung*

Keywords *In-situ-gammaspectrometry, quality assurance, K-RISK, calibration phantom,*

1. Einleitung

Beim K-RISK-Phantom handelt es sich um eine freistehende Betonwand mit 2 m Breite, 2 m Höhe und 0,5 m Tiefe. In der Wand verlaufen 256 hohlzylindrische Röhren waagrecht von der Front- zur Rückseite. Darin werden speziell für diesen Einsatz hergestellte Kalibrierpräparate eingebracht, die nahezu punktförmige Geometrie aufweisen. Die Röhren können mit Betonstopfen unterschiedlicher Tiefe verschlossen werden. So ist es möglich viele komplexe räumliche Kontaminationsverteilungen in Wandstrukturen reversibel und realitätsnah darzustellen.

Mit Hilfe der K-RISK-Phantomwand lässt sich der physikalische Wirkungsgrad eines In-situ-Gammaspektrometrie-Systems sehr präzise bestimmen bzw. auch rechnerisch ermittelte Wirkungsgrade validieren. Die gesamte Messkette von Messbeginn, Justierung des Geräts über Software-basierte Modellierung der Aktivitätsquelle, Dokumentation und Auswertung kann durch die Qualitätskontrolle validiert werden.

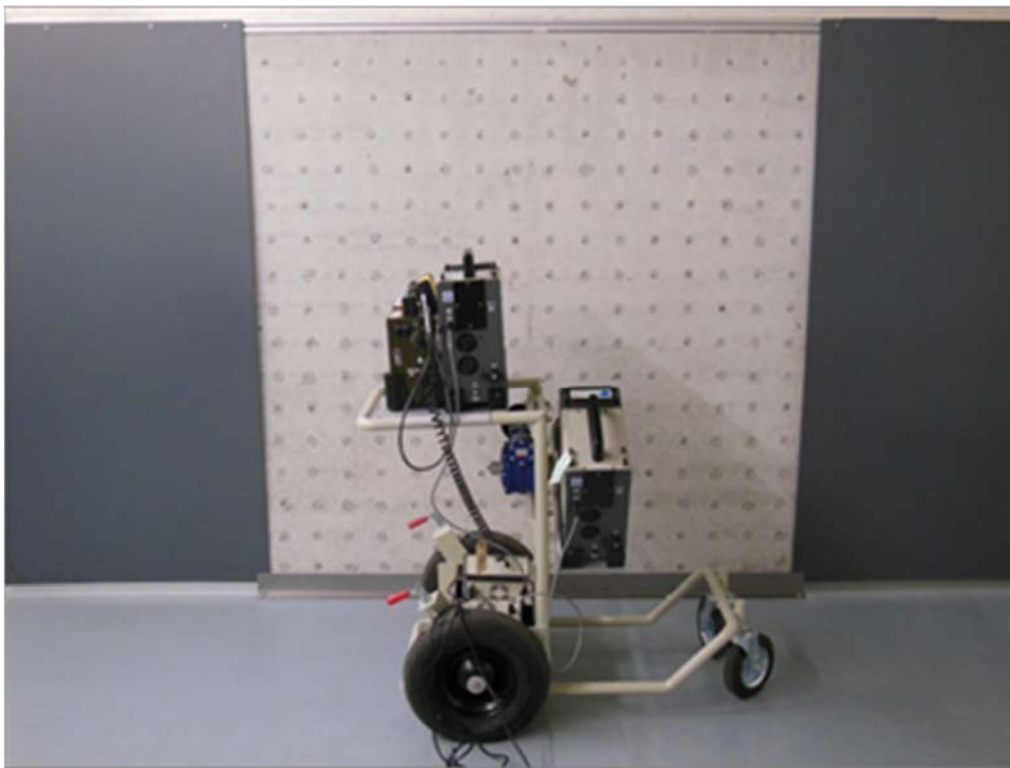


Abb. 1: K-RISK-Phantomwand mit Messgerät im Einsatz. Die seitlichen PVC-Platten können als zusätzliche absorbierende Schicht vor die Wand geschoben werden.

2015 wurde die 4. Internationale Vergleichsmessung am URA-Laboratorium der Universität Regensburg mit 19 Teilnehmern abgehalten.

Die Transparenz von Freigabemessungen mittels In-Situ-Gammaspektrometrie gegenüber Dritten wird hierdurch deutlich erhöht.

2. Grundlagen zur Durchführung der Vergleichsmessung

Umfangreiche Qualitätssicherungsmaßnahmen bei der Entwicklung des K-RISK-Phantoms gewährleisten die richtige Darstellung der Flächenaktivitätsverteilung [1], [2]. Es wurden mehrere Sätze an Kalibrierstrahler hergestellt mit verschiedenen Radionukliden wie Eu-152,

Cs-137 und Co-60. Alle Kalibrierpräparate lassen sich auf zertifizierte spezifische Aktivitäten von Referenzlösungen (GE Healthcare, UK) zurückführen.

Den Teilnehmern stand das Kalibrierphantom für jeweils einen Tag einzeln zur Verfügung, währenddessen sie das Messprogramm absolvieren konnten. Es wurden zwei verschiedene Kontaminationsszenarien dargestellt.

1. Kontaminationsszenario 1 mit Eu-152 und Cs-137

Die Kalibrierpräparate waren von einer nicht kontaminierten 3 mm dicken Schicht aus PVC und einer 1 cm dicken Schicht aus Beton der Dichte 2,3 g/cm³ überdeckt, die als Absorber wirkten. Es war eine homogene Flächenaktivitätsverteilung dargestellt.

Im Vordergrund dieses Szenarios stand die Erkennung von systematischen Fehlern bei einzelnen Messmethoden eines Teilnehmers. Es wurde eine ausreichend hohe Aktivität gewählt, um hinreichend niedrige statistische Messunsicherheiten zu erzielen.

2. Kontaminationsszenario 2 mit Eu-152

Ein weiterer Teil der Vergleichsmessung bestand in der Messung eines Eu-152-Kontaminationsszenarios mit größerer Eindringtiefe im Beton. Eine 5 cm dicke nicht-kontaminierte Schicht aus Beton der Dichte 2,3 g/cm³ überdeckte die Kalibrierpräparate. Es war eine homogene Flächenaktivitätsverteilung dargestellt.

Im Vordergrund dieses Szenarios stand die Überprüfung, inwieweit die Teilnehmer die Flächenaktivität mit einer größeren Beton-Absorberschicht erfassen können

Alle Einzelpräparate sind qualitätsgesichert durch individuelle gammaspektrometrische Messungen. Die richtige Besetzung der Kalibrierwand mit den Kalibrierpräparaten wurde jeweils vor Beginn der Messkampagne überprüft und dokumentiert.

3. Auswertung der Vergleichsmessung

Die statistische Auswertung der Vergleichsmessung erfolgte in Anlehnung an die DIN 38402-42 [3]. Es wurden verschiedene Kenngrößen ermittelt mit deren Hilfe die Qualität der Ergebnisse beurteilt werden kann. Für jedes Radionuklid werden neben dem Gesamtmittelwert auch die Vergleichsstandardabweichung, die Vergleichbarkeit, die Wiederholbarkeit und die prozentuale Abweichung vom des Gesamtmittelwertes vom Sollwert berechnet. Die Ergebnisse der beiden Szenarien sind nachfolgend dargestellt (Tab. 1 und Tab. 2).

Tab. 1: Übersicht über die wichtigsten statistischen Kenndaten bei der Auswertung der In-situ-Gammaspektrometrie-Vergleichsmessung 2015, Kontaminationsszenario 1

Radionuklid	N	χ_{Soll} in Bq/cm ²	$\bar{\chi}$ in Bq/cm ²	$\frac{\bar{\chi} - \chi_{\text{Soll}}}{\chi_{\text{Soll}}}$ in %
Eu-152	115	4,071	4,186	+ 2,84
1.1.1.1.1 Cs-137	137	1,299	1,138	- 8,55

mit

N: Gesamtzahl der Ausreißer freien Messwerte aller Labore

χ_{Soll} : Sollwert der Aktivitätskonzentration

$\bar{\chi}$: Mittelwert der Flächenaktivität aller Labore (ohne Ausreißer)

Tab. 2: Übersicht über die wichtigsten statistischen Kenndaten bei der Auswertung der In-situ-Gammaspektrometrie-Vergleichsmessung 2015, Kontaminationsszenario 2

Radionuklid	N	χ_{Soll} in Bq/cm ²	$\bar{\chi}$ in Bq/cm ²	$\frac{\bar{\chi} - \chi_{\text{Soll}}}{\chi_{\text{Soll}}}$ in %
Eu-152	46	4,071	4,399	+ 8,06

mit

N: Gesamtzahl der Ausreißer freien Messwerte aller Labore

χ_{Soll} : Sollwert der Aktivitätskonzentration

$\bar{\chi}$: Mittelwert der Flächenaktivität aller Labore (ohne Ausreißer)

Zusätzlich wurde die Anzahl der Ausreißer freien Einzelmesswerte, die Zahl der Ausreißer, ihr Anteil an der Gesamtzahl der Einzelmesswerte und die Wiederholstandardabweichung berechnet. Diese Daten dienen neben den Einzelmesswerten, den Mittelwerten und den Standardabweichungen der Mittelwerte der jeweiligen Teilnehmer zur Beurteilung der Richtigkeit der Messergebnisse.

4. Ergebnisse

Die Auswertung der Vergleichsmessung belegt, dass die Radionuklide Eu-152 und Cs-137 von allen Teilnehmern richtig erkannt und bestimmt wurden. Der Gesamtmittelwert aller Ausreißer freien Einzelwerte der Teilnehmer liegt bei Eu-152 (Szenario 1) ca. 2,8 % über dem Sollwert. Für das Radionuklid Cs-137 ist der Gesamtmittelwert ca. 8,6% unter dem Sollwert.

Beim Szenario 2 liegt der Mittelwert für das Radionuklid Eu-152 dagegen ca. 8,1 % über dem Sollwert.

Bei Eu-152 (Kontaminationsszenario 1) wurden fünf Laborausreißer vom Typ 2 ermittelt. Laborausreißer vom Typ 2 werden anhand des Grubbs-Tests ermittelt, wobei der Unterschied zwischen dem Labor- und dem Gesamtmittelwert zu groß ist im Vergleich zur Standardabweichung aller Labore. Dadurch wird der Gesamtmittelwert zu einem bedeutend größeren oder kleineren Wert verschoben und daher von der Mittelwertbindung ausgeschlossen. Anhand des z-Scores wurden die Werte von drei Laboren (Labor 3, 24, 25) als äußerst fragwürdig eingestuft. Bei diesen Laboratorien sollte die Effizienzkalibrierung kontrolliert werden. Auch die Ergebnisse von Labor 18 (fragwürdig) und Labor 18 (akzeptabel) erreichen nicht wie die übrigen Laboratorien einen z-Score, der als gut bewertet wird.

Es traten sieben laborinterne Ausreißerwerte vom Typ 1 auf (Labor 4, 10, 14, 17, 18, 19 und 21), die die Laborstandardabweichung zu stark vergrößern und damit den Labormittelwert in zu großem Maße zu einem kleineren oder größeren Wert verschieben. Diese Werte wurden nicht bei der Berechnung des Gesamtmittelwertes berücksichtigt.

Es wurden drei Laborausreißer vom Typ 3 festgestellt (Labor 11, 27 und 28), bei denen die Laborstandardabweichung deutlich größer als die Standardabweichung aus den Einzeldaten aller Labore ist. Bei diesen Laboratorien waren die Ergebnisse mittels z-Score als gut zu bewerten.

Bei den Laboren mit der Nr. 3, 4, 8, 14, 17, 18, 20, 21, 24, 25, 27 und 28 haben ein oder mehrere Werte den u-Score-Test nicht bestanden. Der u-Score-Test bewertet die Messergebnisse, bestehend aus Einzelmesswerten und deren Messunsicherheiten, mit den auf die Gesamtunsicherheiten bezogenen Differenzen zwischen Einzel- und Sollwerten.

Bei Cs-137 wurden drei Laborausreißer vom Typ 2 ermittelt (Labor 3, 24 und 25). Anhand des z-Score-Tests wurden die Werte von Labor 3, 24 und 25 als äußerst fragwürdig bewertet, bei Labor 17 war das Ergebnis fragwürdig und bei Nr. 11, 18 und 29 jeweils akzeptabel. Alle übrigen Laboratorien haben einen z-Score-Wert, der mit gut bewertet wird.

Lediglich ein laborinterner Ausreißerwert vom Typ 1 tritt auf (Labor 4). Darüber hinaus wurden zwei Laborausreißer vom Typ 3 festgestellt (Labor 11 und 19). Bei den Laboren mit der Nr. 3, 4, 9, 10, 11, 13, 15, 17, 18, 19, 20, 21, 24 und 25 haben ein oder mehrere Werte den u-Score-Test nicht bestanden.

Bei Eu-152 (Kontaminationsszenario 2) wurden vier Laborausreißer vom Typ 2 ermittelt (Labor 17, 18, 24 und 25). Mittels z-Score wurden die Ergebnisse von Labor 24 und 25 als äußerst fragwürdig beurteilt, die Ergebnisse von Labor 17 als fragwürdig und von Labor 18 als akzeptabel. Alle übrigen Labore zeigten gute Ergebnisse.

Labor 11 wurde als Laborausreißer vom Typ 3 festgestellt, bei dem die Laborstandardabweichung deutlich größer als die Standardabweichung aus den Einzeldaten aller Labore ist. Bei Labor 11 wurden die Ergebnisse mittels z-Score als gut bewertet.

Bei den Laboren mit der Nr. 3, 8, 11, 13, 14, 15, 17, 18, 24 und 25 bestanden ein oder zwei Werte den u-Score-Test nicht.

Laborausreißer vom Typ 1 können hier nicht auftreten, da der Datensatz pro Labor nur zwei Messwerte enthält.

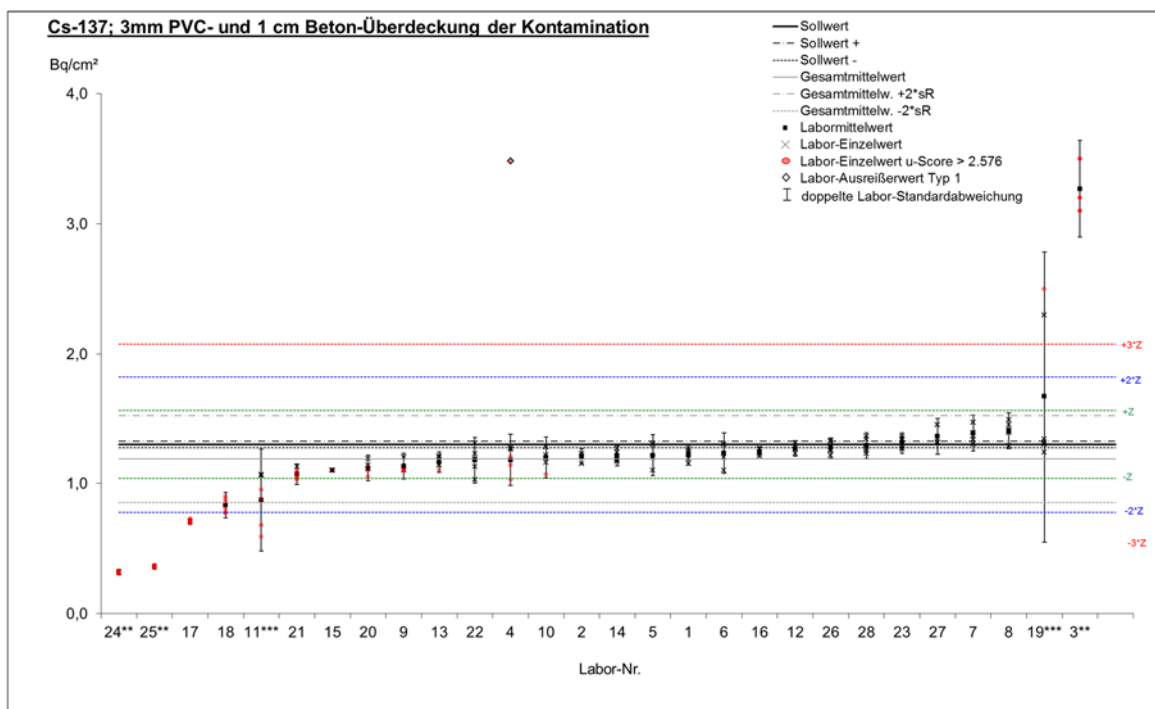


Abb. 2: Grafische Darstellung der statistischen Auswertung für das Kontaminationsszenario 1 mit 3 mm PVC- und 1 cm Beton-Überdeckung (Nuklid: Cs-137, homogene Flächenaktivitätsverteilungen)

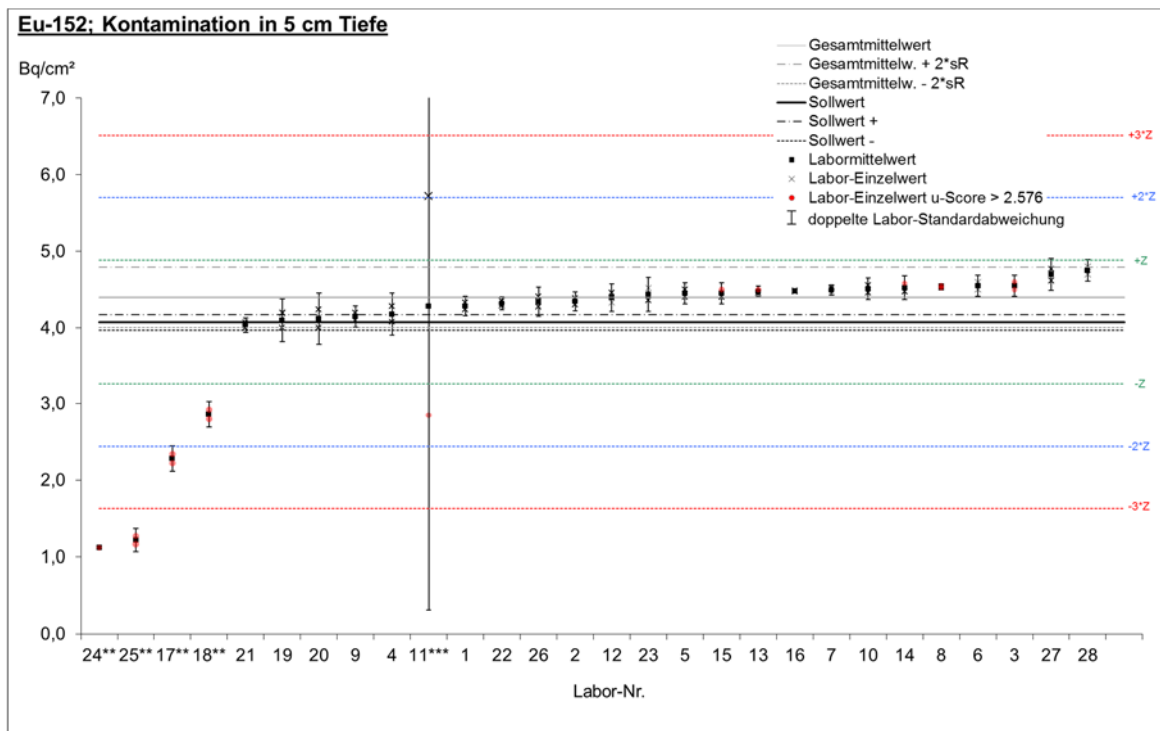


Abb. 2: Grafische Darstellung der statistischen Auswertung für das Kontaminationsszenario 2 mit 3 mm PVC- und 1 cm Beton-Überdeckung (Nuklid: Cs-137, homogene Flächenaktivitätsverteilungen)

5. Danksagung

Wir bedanken uns beim Landesamt für Umwelt, Außenstelle Nordbayern, für die finanzielle Unterstützung beim Bau der Kalibrierwand.

6. Literaturverzeichnis

- [1] G. Haas, R. Schupfner, M. Reisinger, Abschlussbericht zum Projekt "Entwicklung und Vereinheitlichung von Kalibrierverfahren bei In-situ-Gammaspektrometrie-Messungen im Rahmen des Freigabeverfahrens von Gebäudestrukturen kerntechnischer Anlagen, August 2002.
- [2] R. Schupfner, G. Haas, Schlussbericht zum Projekt „Entwicklung und Vereinheitlichung von Kalibrierverfahren bei In-situ-Gammaspektrometrie-Messungen im Rahmen des Freigabeverfahrens von Gebäudestrukturen“, Hier: Beschaffung /Herstellung neuer Kalibriersätze zur Qualitätssicherung bei der In-situ-Gammaspektrometrie, Februar 2010.
- [3] DIN 38402-42, Allgemeine Angaben (Gruppe A) Teil 42: Ringversuche zur Verfahrensvalidierung, Auswertung (A42), Beuth Verlag GmbH, Berlin, September 2005.
- [4] International Organisation for Standardization, ISO/IEC Guide 43-1, Proficiency testing by interlaboratory comparisons – Part 1: Development and operation of proficiency testing schemes, 1997.

BESTIMMUNG RADIOAKTIVER STOFFE IM MENSCHEN. ANWENDUNGEN UND TECHNIK, DAMALS UND HEUTE

DETERMINATION OF RADIOACTIVE MATERIALS IN MEN. APPLICATIONS AND TECHNIQUES, IN THE PAST AND TODAY

U. C. Gerstmann¹⁾

¹⁾ Bundesamt für Strahlenschutz, Fachbereich Strahlenschutz und Gesundheit, Deutschland

Zusammenfassung

Die Entwicklung der beiden Hauptanwendungsgebiete der Bestimmung von Radionukliden im Menschen – die nuklearmedizinische Diagnostik und die Inkorporationsüberwachung - seit ihren Anfängen bis heute wird dargelegt. Daneben werden einige weniger bekannte Anwendungen vorgestellt.

Summary

The Development of the two main applications of the determination of radionuclides in men – diagnostic nuclear medicine and incorporation monitoring since their beginnings are reviewed. Some less known applications are presented too.

Schlüsselwörter *Inkorporationsüberwachung, Ganzkörperzähler, In-vivo-Analytik, In-vitro-Analytik, Nuklearmedizinische Diagnostik*

Keywords *Incorporation Monitoring, Whole-Body Counter, In-vivo methods, in-vitro methods, bioassay, diagnostic nuclear medicine*

1. Einleitung

Die Bestimmung radioaktiver Stoffe im Menschen blickt auf eine fast 100-jährige Geschichte zurück. Dabei kann zwischen zwei Anwendungsbereichen unterschieden werden: Zum einen gibt es jene, bei denen die radioaktiven Stoffe nicht das eigentliche Objekt, sondern lediglich ein Werkzeug sind. Hierfür wurde von Georg von Hevesy der Begriff der „[radioaktiven] Indikatoren“ eingeführt. [1] Die nuklearmedizinische Diagnostik, bei denen radioaktive Stoffe („Radiopharmaka“) zur Visualisierung biologischer Vorgänge gezielt appliziert werden, steht hier an erste Stelle. Darüber hinaus gibt es interessante Spezialanwendungen zu nennen, z. B. die In-vivo-Bestimmung inaktiver Elemente durch In-vivo-Neutronenaktivierung (IVNAA).

Zum anderen gibt es jene Anwendungen, bei denen der Gehalt radioaktiver Stoffe im Menschen ohne deren gezielter Applikation zu bestimmen ist. Die nachzuweisenden Aktivitäten liegen um mehrerer Größenordnungen unter denen medizinischer Anwendungen und oft am Rande oder unterhalb des Nachweisbaren. Die im Rahmen dieser Jahrestagung natürlich besonders hervorzuhebende Anwendung liegt in der Überwachung beruflich strahlenexponierter Personen gemäß § 41 StrlSchV. Es gab und gibt es jedoch auch andere Anlässe, die allgemeine Bevölkerung oder spezielle Personengruppen, auf inkorporierte Radionuklide zu untersuchen. Auch die retrospektive Neutronendosimetrie sei hier genannt.

Methodisch ist zwischen direkten und indirekten Verfahren unterschieden. Voraussetzung für die Anwendung ersterer ist, dass die betreffenden Radionuklide durchdringende Strahlung

aussenden, die außerhalb des menschlichen Körpers nachweisbar ist. Indirekte Verfahren sind die Bestimmung der Zufuhr über Raumluftuntersuchung, über Körperausscheidungen oder über die Ausatmung.

2. Bestimmung radioaktiver Stoffe im Menschen im Zusammenhang mit dem Strahlenschutz

2.1 Natürliche radioaktive Stoffe: Radium und ^{40}K

Die ersten Bestimmungen von Radium (^{226}Ra) und Mesothorium (^{224}Ra) im Menschen sind verbunden mit den Namen Schlundt, Flynn und Evans. Den beiden Erstgenannten gelang es gegen Ende der 1920er Jahre, Radium in hochexponierten Personen in-vivo nachzuweisen. Messgröße war die Änderung der Entladungsgeschwindigkeit eines Elektroskops, welches hinter den Messpersonen in Brusthöhe platziert wurde. Weiterhin wurde Radium auch über die Exhalation von Radon bzw. Thoron in der Ausatemluft mit Ionisationskammern bestimmt.

Erst die Messungen von Evans (1934, MIT) mit der von ihm entwickelten Bogengeometrie lieferten jedoch relative genaue Ergebnisse mit einem Nachweisvermögen von ca. $0,1\ \mu\text{g}$ Radium. Dabei wurde als Detektor ein selbstgebauter, empfindlicher Geiger-Müller-Zähler verwendet, welcher ein ein bis zwei Größenordnungen höheres Ansprechvermögen für Gammastrahlung hatte als die von Schlundt und Ives verwendeten Elektroskope. Weiterhin war die neu entwickelte Bogen-Messgeometrie gegenüber inhomogenen Radium-Verteilungen im Skelett weitgehend unempfindlich. In Ergänzung zur In-vivo-Bestimmung kann ein Teil des Radiums und Mesothoriums über die Exhalation von Radon (^{222}Rn) bzw. Thoron (^{220}Rn) nachgewiesen werden. Auf Basis von 27 nach dieser Methode untersuchten Personen und deren Anamnese und Krankheitsverläufen wurde Anfang 1941 ein Grenzwert ("residual body burden") von $0,1\ \mu\text{g}$ festgelegt. [2] Radium und Radon sind damit die einzigen radioaktiven Stoffe, für die Grenzwerte direkt auf Basis ihrer Messungen festgesetzt wurden. Der genannte Grenzwert war von weitgehender Bedeutung, da er die Berechnungsgrundlage für abgeleitet Grenzwerte andere, in den Folgejahren erstmals hergestellter "Knochensucher", wie ^{90}Sr und Plutonium war und über mehrere Jahrzehnte Gültigkeit hatte.

Ein weiter Meilenstein in der In-vivo-Analytik war die erstmalige Bestimmung des in jedem Menschen vorhandenen ^{40}K . Dies gelang Sievert um 1950 durch Verwendung von großen Ionisationskammern. Das Nachweisvermögen wurde später durch Hochdruckionisationskammern und die Verlegung der Anlage in ein Tiefenlabor gesteigert. [3, 4]

2.2 Spaltprodukte von atmosphärischen Kernwaffentest und anderen Freisetzungen

In den 1950er Jahren wurden mehrere neue Messtechniken für die In-vivo-Bestimmung radioaktiver Stoffe im Menschen angewandt. Auch wurden eine Reihe neuer Messgeometrien etabliert: Großvolumige Flüssigszintillationszähler erlaubten Messungen in $2\text{-}\pi$ - und $4\text{-}\pi$ -Geometrien, Scanner eine örtliche Lokalisierung radioaktiver Stoffe und die Ausstattung mit mehreren Detektoren eine bessere Unempfindlichkeit gegenüber inhomogen verteilten Radionukliden. (Bei Ganzkörpermessungen wird üblicherweise von einer gleichmäßigen Verteilung über den ganzen Körper ausgegangen, was nur bei wenigen Radionukliden wie ^{40}K und ^{137}Cs weitgehend stimmt. Für Stoffe, die sich aus physikalischen oder chemischen Gründen in bestimmten Organen anreichern, verwendet man spezielle Kalibrierungen oder Teilkörperzähler.) Auch Plastikszintillatoren wurden verwendet. Hervorzuheben sind die hohen baulichen Anstrengungen, durch bis zu einigen zehn Tonnen schweren Abschirmungen die

Umgebungsstrahlung abzuschirmen. Ein exzellenter Überblick über die technischen Entwicklungen und Messanlagen bis 1970 finden sich in den weltweiten Bestandskatalogen der IAEA. [5]

Anfang 1955 wurde im Argonne National Laboratory (ANL) im Menschen ein Gammastrahler mit einem Photopeak mit 661 keV Energie nachgewiesen, der nach Verifizierung durch Urinmessungen dem Fallout-Nuklid ^{137}Cs zugeordnet wurde. Der Nachweis von ^{137}Cs zum damaligen Zeitpunkt war zum einen dem Umstand zu verdanken, dass der Untergrund des dortigen Ganzkörperzählers mit einer massiven Eisenabschirmung („Iron Room“) und einem Low-level-NaI(Tl)-Kristall extrem niedrig war. Ausschlaggebend war jedoch, dass die Anlage über einen Vielkanalanalysator (24 Kanäle) ausgestattet war, wodurch der 661 keV-Peak des ^{137}Cs von dem 1461 keV-Peak des ^{40}K unterschieden werden konnte. [6] Die Erkenntnis, dass auch die normale Bevölkerung einer wachsenden Strahlenexposition durch Kernwaffenfallout, der Mitte 1963 sein Maximum erreichte, ausgesetzt war, beflügelte die Errichtung weiterer Messanlagen. Am stärksten betroffen vom Kernwaffenfallout waren Bevölkerungsgruppen, die über die Nahrungskette Flechte-Rentier/Karibu-Fleisch Körperaktivitäten von bis zu einigen Hundert Bq ^{137}Cs pro kg Körpergewicht aufwiesen.

Nach der Einstellung atmosphärischer Kernwaffentests durch die USA, UdSSR und Großbritannien Ende 1962 gingen der Gehalt an ^{137}Cs in der menschlichen Nahrungskette und etwas zeitverzögert auch im Menschen schnell zurück. Der einzige und letzte signifikante Eintrag in die Umwelt in Deutschland fand im Frühjahr 1986 nach dem Reaktorunfall von Tschernobyl statt. In den stärker betroffenen Gebieten betrug er ein Vielfaches des Kernwaffenfallouts, in den wenig betroffenen war er marginal. Entsprechend waren auch die Körperaktivitäten in der deutschen Bevölkerung sehr heterogen verteilt. Von den zahlreichen Langzeitmessreihen an der Bevölkerung, die an den meisten Messstellen iniiert wurden, wurden nur die in Karlsruhe (KIT) und München-Neuherberg (BfS) bis heute durchgehend weitergeführt. Auch heute finden sich noch Personen, die eine ernährungsbedingte Körperaktivität von einigen zehn Bq ^{137}Cs , in seltenen Fällen auch über 100 Bq, aufweisen.

Letzter großer Meilenstein bezüglich der Messdetektoren im Ganzkörpermessbereich war der Einzug von Halbleiterdetektoren auf Germanium-Basis um 1970. Heute verfügen viele Ganzkörpermessanlagen über Messliegen („Stretcher-Geometrie“) mit reiner HPGe-Detektorausstattung oder über NaI(Tl)/HPGe-Mischausstattungen.

An dieser Stelle sei noch darauf hingewiesen, dass neutroneninduzierte Aktivierungsprodukte wie ^{24}Na im Körper zur retrospektiven Neutronendosimetrie nach Unfällen herangezogen werden können. [7]

2.3 Inkorporationsüberwachung und beruflicher Strahlenschutz in Deutschland

Der erste Ganzkörperzähler in Deutschland wurde 1938 am Kaiser-Wilhelm-Institut für Biophysik errichtet. Er war mit einer höhenverstellbaren Ionisationkammer ausgestattet. Ein 2- π -Flüssigzintillanzähler-Ganzkörperzähler, welcher auf der ersten „Atoms for Peace“-Konferenz in Genf 1955 ausgestellt worden war, wurde anschließend im US-Armeekrankenhaus in Landstuhl (Rheinland-Pfalz) ab 1959 zur Untersuchung der deutschen Bevölkerung auf ^{137}Cs und ^{40}K genutzt und war somit die erste Nachkriegsmessanlage in Deutschland. [8] Von 1960 bis 1962 folgten Anlagen in Frankfurt a.M., Karlsruhe, Berlin (Ost und West), Heidelberg und Hamburg.

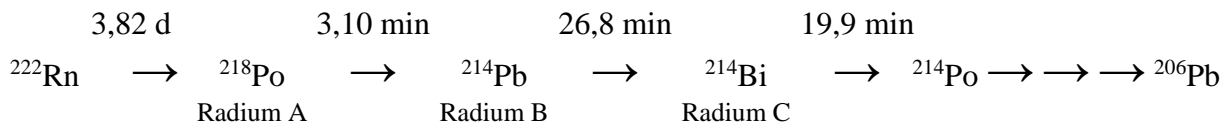
Eine gute Darstellung zu Status der Inkorporationsüberwachung in Deutschland vor rund 50 Jahren findet sich im Tagungsband der 4. Jahrestagung des FS e.V. (1969, Berlin). [9] Maushardt wies in seinem Beitrag "Einfache Körperzähleranordnungen zur Inkorporationsmessung - ein Plädoyer für ihre Verwendung im praktischen Strahlenschutz" darauf hin, dass die meisten der 20 in Deutschland vorhandenen „hochgezüchteten“ Ganzkörperzähler (Anmerkung: Etwa ein Drittel von diesen werden noch heute betrieben) für die berufliche Überwachung, sofern sie hierfür überhaupt zur Verfügung stünden, für eine flächendeckende Überwachung zu teuer seien und schlägt eine Überwachungsmessstellennetz aus einfachen Messanlagen („Körperzählern“) und einigen zentralen Ganzkörpermessanlagen vor. Hötzl stellte den fahrbaren Ganzkörperzähler der Gesellschaft für Strahlenforschung (GSF) vor, der sowohl für die berufliche Überwachung als auch die Notfallvorsorge gedacht war (Der Detektor wurde einige Jahre später zur Überwachung des unter Tage tätigen Personals der Asse II-Mitarbeiter verwendet und befindet sich immer noch in einem Messraum auf der 485m-Sohle.). Schmier berichtete vom ersten deutschen Ringversuch des Vorläufers der Leitstelle Inkorporationsüberwachung im Bundesgesundheitsamt (BGA). Bereits damals waren Messstellen im benachbarten Ausland einbezogen worden. Als Messvergleichsobjekte dienten der Leitstellenleiter und vier seiner Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter. Schieferdecker wies auf die zunehmende Bedeutung der Ausscheidungsanalysen hin, da nur etwa die Hälfte der nach den im Jahr zuvor erlassenen Richtlinie des Bundesministers für wissenschaftliche Forschung (BMWF) 150 zu überwachenden Radionuklide durch In-vivo-Methoden ausreichend empfindlich nachgewiesen werden könne. Die dadurch aufgeworfenen Fragen dürften Anlass gewesen sein, dass sich 1970 der erste Arbeitskreis des Fachverband mit dem Namen „Inkorporationsüberwachung durch Ausscheidungsanalysen“ gründet.

Wie sieht die Lage der Inkorporationsüberwachung in Deutschland im Vergleich heute aus? Die berufliche Überwachung besteht aus einem gemischten System aus relativ einfachen In-vivo-Messgeräten bei den Betreibern kerntechnischer Anlagen und rund 15 bei sogenannten behördlich bestimmten Messstellen. Hinzu kommen etwa ein halbes Duzend In-vitro-Messstellen. Fahrbare Anlagen haben sich bei der beruflichen Überwachung nicht durchgesetzt, wohl aber gibt es eine für die Notfallvorsorge. In-vivo- und in-vitro-Ringversuche werden aufgrund einer Vorgabe in der StrlSchV von der Leitstelle Inkorporationsüberwachung jährlich durchgeführt. Ein Blick in das Strahlenschutzregister des BfS zeigt, dass interne Dosen an der Kollektivdosis beruflich strahlenexponierter Personen einen sehr geringen Anteil hat, was als Erfolg entsprechender Schutzmaßnahmen vor Inkorporationen gesehen werden darf.

3. Bestimmung radioaktiver Stoffe im Menschen für medizinische Zwecke

3.1 Die Geburtsstunde der nuklearmedizinischen Diagnostik

Die Beobachtung, dass die Strahlung von in Tumoren implantierten Radon-Seeds außerhalb des Körpers nachweisbar war, veranlassten Herrmann Ludwig Blumgart um 1925 dazu, den aktiven Niederschlag als Tracer („Indikator“) zur Untersuchung der Zirkulationszeit des Blutes im Menschen einzusetzen. Hierzu wurde ^{222}Rn („Radium Emanation“) einige Zeit durch Kochsalz geleitet, welches anschließend in Wasser gelöst wurde. Nach einer Wartezeit von 20 Minuten (zwecks Abklingens von Radium A) war die Tracer-Lösung einsatzbereit. Der Tracers-Nachweis beruhte überwiegend auf der Strahlung des Radium C (^{214}Bi).



Als Detektor diente eine modifizierte Nebelkammer, die sich durch eine kontinuierliche, zyklische, elektromotorisch angetriebene Dekompression, die Substitution des Kammerzylinders-Werkstoffes von Glas durch Celluloid und eine geringere Betriebsspannung (50 V) auszeichnete. Dadurch war die Kammer zum einen bis zu fünfmal pro Sekunde sensitiv (gegenüber 1/30 s bei einer Regenerationszeit von 20 s bei der normalen Wilson-Nebelkammer. Heute würde man wohl von einer Todzeit von 60.000 % sprechen), zum anderen konnten durch das neue Wandmaterial auch Beta-Teilchen gut nachgewiesen werden. [10]

Wegen der hiermit erstmaligen diagnostischen Anwendung eines radioaktiven Tracers sowie der Entwicklung einer Apparatur explizit zur medizinischen Diagnostik gilt Herman Blumgart als einer der Väter der nuklearmedizinischen Diagnostik. [11] Die auf wenige kurzlebige Radium- und Thorium-Töchter beschränkte Verfügbarkeit von radioaktiven „Indikatoren“ und das geringe Nachweisvermögen der in den 1920er und 1930er Jahren verfügbaren Strahlungsdetektoren für Gammastrahlung beschränkten zunächst die breite Anwendung.

3.2 Künstliche Tracer und technischer Fortschritt

Die Entdeckung der künstlichen Radioaktivität, verbunden mit der Entdeckung des Neutrons und der Erfindung von Linearbeschleuniger und Zyklotron, leiteten eine stürmische Entwicklung in der nuklearmedizinischen Diagnostik ein. Bis Ende der 1930er Jahre wurden zahlreiche Radionuklide durch Neutronenaktivierung oder Beschuss geeigneter Targets mit Deuterium oder Heliumkernen synthetisiert, von denen sich einige als medizinische geeignet erwiesen, z. B. ^{131}I , ^{59}Fe und $^{99\text{m}}\text{Tc}$, wobei ^{131}I praktisch sofort nach seiner Entdeckung angewandt wurde, während das diagnostische Potential von $^{99\text{m}}\text{Tc}$ erst 1962 erkannt wurde.

Der erste orts aufgelöste Nachweis von ^{131}I durch Autoradiographie mit Hilfe einer Lochkamera und Filmplatten wurde bereits in den 1940er Jahren realisiert. Die Signalverstärkung mit einem flachen NaI(Tl)-Kristall (Fläche 5 x 10 cm, 0,8 cm dick) durch Anger 1952 ermöglichte erstmals In-vivo-Messungen mit akzeptablen Belichtungszeiten. [12] 1958 wurde eine durch Kopplung von NaI(Tl)-Kristallen mit mehreren Photomultipliern der Prototyp der Anger-Kamera erfunden, wie sie im Prinzip noch heute als Gammakamera angewandt wird. 1963 folgten die Erfindung der Single-Photon Emission Computed Tomography (SPECT) und 1975 der Positron Emission Tomography (PET), die heute auch in Hybridgeräten wie PET/CT oder SPECT/CT verfügbar sind.

Die Möglichkeit, über die orts aufgelöste Messung von Radiopharmaka Prozesse des Stoffwechsels in vivo zu verfolgen, haben die nuklearmedizinische Diagnostik zu einem unverzichtbaren und vielfältigen Werkzeug der Medizin gemacht, auf die hier aus zeitlichen Gründen nicht näher eingegangen werden kann.

3.3 In-vivo-Neutronenaktivierungsanalytik

Wie schon im Kapitel 2 erwähnt, können auch im menschlichen Körper durch Neutronenbestrahlung kurzlebige Radionuklide erzeugt und nachgewiesen werden. Elemente wie Calcium, Stickstoff, Natrium, Chlor und Phosphor eignen sich gut für den Nachweis ihres

Ganzkörpergehaltes. [13-15] Aber auch über den Nachweis prompter Gammastrahlung können einige Elemente nachgewiesen werden, z. B. der Gesamtwasserstoffgehalt eines Menschen über die Reaktion $^1\text{H}(n,\gamma)^2\text{H}$ bei einer Gamma-Energie von 2,2 MeV. [16] Jüngere Anwendungen betreffen z. B. die In-situ-In-vivo-Bestimmung von Mangan in Knochen oder die von Cadmium in Leber und Niere. [17, 18]

4. Literaturverzeichnis

- [1] G. Hevesy und F. Paneth: Lehrbuch der Radioaktivität, Leipzig, Verlag von Johann Ambrosius Barth, 1931.
- [2] National Bureau of Standards: NBS Handbook 27. Safe handling of radioactive luminous compound, Washington D.C., U.S. Govt., 1941.
- [3] R. M. Sievert, Measurements of γ -Radiation from the human Body, Ark. Fys., 3, 337-346, 1951.
- [4] R. M. Sievert und B. Hultqvist, High Pressure Ionization Chambers Part I. Some Swedish Investigations on the Radioactivity of the Human Body, Brit. J. Radiol., S7, 1-2, 1957.
- [5] IAEA: Directory of Whole-Body Radioactivity Monitors, Vienna, IAEA, 1970.
- [6] C. E. Miller und L. D. Marinelli, Gamma-Ray Activity in Contemporary Man, Science, 124, 122-123, 1956.
- [7] T. Momose, N. Tsujimura, T. Tasaki, K. Kanai, O. Kurihara, N. Hayashi und K. Shinohara, Dose Evaluation based on ^{24}Na Activity in the Human Body at the JCO Criticality Accident in Tokai-mura, J. Radiat. Res., 42, S95-S105, 2001.
- [8] C. O. Onstead. Landstuhl 2 π Human Counter 1. Measurement of Cesium-137 and Potassium. Conference on Organic Scintillation Detectors, University of New Mexico, 15.-17.8.1960, 278-285.
- [9] Fachverband für Strahlenschutz: Strahlenschutzprobleme bei der Freisetzung und Inkorporation radioaktiver Stoffe. 4. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e. V., Berlin, 28.-30. Mai 1969, Fachverband für Strahlenschutz,, 1969.
- [10] H. L. Blumgart und O. C. Yens, Studies on the Velocity of Blood Flow I. The Method utilized, J. Clin. Invest., 4, 1-13, 1927.
- [11] D. D. Patton, The Birth of Nuclear Medicine Instrumentation: Blumgart and Yens, 1925, J. Nucl. Med., 44, 1362-1365, 2003.
- [12] H. O. Anger, Use of a Gamma-Ray Pinhole Camera for in vivo Studies, Nature, 170, 200-201, 1952.
- [13] J. Anderson, S. B. Osborn, R. W. S. Tomlinson, D. Newton, L. Salmon, J. Rundo und J. W. Smith, Neutron-Activation Analysis in Man in vivo - A new Technique in Medical Investigation, Lancet, 284, 1201-1205, 1964.

- [14] D. R. Chettle und J. H. Fremlin, Techniques of in vivo Neutron Activation Analysis, *Phys. Med. Biol.*, 29, 1011-1043, 1984.
- [15] D. R. Chettle, Using Ionizing Radiation to Determine Trace Element Content in living Human Subjects, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 45, 8-15, 2008.
- [16] J. Rundo und L. J. Bunce, Estimation of the Total Hydrogen Content of the Human Body, *Nature*, 210, 1023-1024, 1966.
- [17] J. Grinyer, S. H. Byun und D. R. Chettle, In vivo prompt gamma neutron activation analysis of cadmium in the kidney and liver, *Appl. Rad. Isotopes*, 63, 475-479, 2005.
- [18] D. Sowers, Y. Liu, F. Mostafaei, S. Blake und L. H. Nie, A Dosimetry Study of Deuterium-Deuterium Neutron Generator-based In vivo Neutron Activation Analysis, *Health Phys.*, 109, 566-572, 2015.

EINE ABSCHIRMKAMMER FÜR DEN ROSSENDORFER GANZ-KÖRPERZÄHLER

A SHIELDING CHAMBER FOR THE ROSSENDORF WHOLE BODY COUNTER

A.Beutmann¹⁾, H.-R. Dörfel²⁾, S. Ebert¹⁾, S. Helbig³⁾, M. Kaden¹⁾, D. Löhnert¹⁾, W. Schreiber⁴⁾

¹⁾ VKTA Dresden, Deutschland

²⁾ IDEA System GmbH Karlsruhe, Deutschland

³⁾ ehemals VKTA Dresden, Deutschland

⁴⁾ Ingenieurbedarf G. Schöne & W. Schreiber GmbH Großerkmannsdorf, Deutschland

Zusammenfassung

Im Zusammenhang mit dem Umzug der vom VKTA betriebenen Inkorporationsmessstelle Sachsens ergab sich die Notwendigkeit der Neukonzipierung einer Abschirmkammer für den Ganzkörperzähler. Ausgehend von einer Studie der Fa. IDEA System über die Konstruktion der Kammer, die Recherchen zur Materialverfügbarkeit, die Materialbeschaffung und die Montagetechnologie bis zur Fertigung, Montage und Komplettierung wird der Werdegang der neuen Abschirmkammer gezeigt. Die baubegleitenden Untergrundmessungen per In-situ-Gammaspektrometrie und erste Erfahrungen mit den Inkorporationsmessungen an der neuen In-Vivo-Messeinrichtung werden dargestellt.

Summary

In connection with the relocation of the incorporation measurement point operated by the VKTA, a new shielding chamber was designed. The development of the new shielding chamber will be shown based on the design study by IDEA System and the inquiries for material availability, procurement of material and assembly technology up to fabrication, assembly and completion of the chamber. The accompanying background measurements through In-situ gamma spectrometry and first experiences with incorporation measurements at the new In-Vivo measurement facility are shown.

Schlüsselwörter Abschirmkammer, Ganzkörperzähler, Inkorporationsmessung

Keywords shielding chamber, whole body counter, incorporation measurement

1. Einleitung

Der VKTA- Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e. V. (VKTA) betreibt am Forschungsstandort Rossendorf (FSR) die amtliche Inkorporationsmessstelle Sachsens. Im Zusammenhang mit dem Umzug der Messstelle in ein neues Gebäude sollte der bisherige Ganzkörperzähler (GKZ) durch eine neue Messeinrichtung ersetzt werden.

Es wurde eine Studie bei der Fa. IDEA System GmbH (IDEA) zur Planung des neuen GKZ unter Berücksichtigung der weiteren Nutzung des sanierten Gebäudes durch den Fachbereich Strahlenschutz und der Vorgaben des gemeinsamen Messstellenkonzeptes des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) und des Arbeitskreises Inkorporationsüberwachung [2] beauftragt.

Die IDEA-Planungsunterlage [1] empfahl zur Abschirmung eine allseits geschlossene Stahlkammer mit einer inneren Auskleidung mit Blei- und Kupferschichten und bei

Verwendung der vorhandenen zwei HPGe-Detektoren für vier mögliche Messgeometrien. Für die konzipierte Einrichtung wurde rechnerisch belegt, dass die in der Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle (RiPhyKo) [3] geforderten Nachweisgrenzen eingehalten werden.

2. Räumliche und bauliche Gegebenheiten

2012 traf der VKTA die Entscheidung, die am FSR verstreut untergebrachten Strukturen des Fachbereiches Strahlenschutz in einem zu sanierenden Gebäude zusammenzuführen. Die sich damit ergebende planerische Herausforderung bestand darin, sich eigentlich ausschließende Nutzungsforderungen, wie den Betrieb einer Bestrahlungsanlage im Kellergeschoss (zur Qualitätssicherung der Strahlenschutzmesstechnik des FSR) und der Messung von sehr geringen Aktivitäten in vivo (Ganz-/Teilkörperzähler) und in vitro (Analytiklabor Umgebungsüberwachung) in einem Gebäude unterzubringen. Dies gelang unter Berücksichtigung der Strahlrichtung und der Strahlungsfelder der Bestrahlungsanlage schließlich im Erdgeschoss.

Mittels In-situ- γ -Spektrometrie wurde bereits im Rahmen der Planung [1] nachgewiesen, dass bei Betrieb der Bestrahlungsanlage mit Cs-137+ und Co-60 eine Beeinflussung der Untergrundspektren am späteren Aufstellort der Abschirmkammer ausgeschlossen werden kann.

Weiterhin waren die statischen Anforderungen bei der Installation der Abschirmkammer (ca. 45 Tonnen) zu prüfen. Nach Abwägung der Vor- und Nachteile der Installation im Kellergeschoss und im Erdgeschoss, erwies sich die Unterbringung im Erdgeschoss auch als die kostengünstigere Variante, obwohl für die Abschirmkammer neben einer neuen Stahlbetondecke auch eine tragende Wand mit zusätzlichem Fundament im Kellergeschoss eingebaut werden musste.

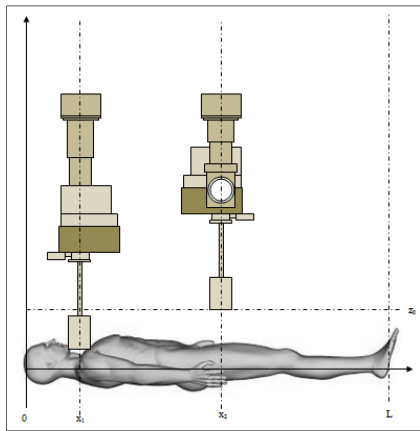
3. Planung des neuen Ganzkörperzählers

Ziel war die Realisierung von Messungen in Ganz- und Teilkörpergeometrie an einer Messeinrichtung. Dazu sollte der Detektor des alten Schilddrüsenmessplatzes in die neue Einrichtung integriert werden, um eine Zwei-Detektor-Geometrie zu verwirklichen. Sowohl der Detektor des alten GKZ als auch der Detektor des Schilddrüsenmessplatzes sind elektrisch gekühlte Detektoren mit koaxialem n-Typ-HPGe-Kristall. Die einleitend erwähnte Planungsunterlage der IDEA System GmbH [1] umfasste im Wesentlichen

- Empfehlungen zum Aufbau und Dimensionierung der Abschirmung sowie zur Anordnung der beiden Detektoren in verschiedenen Messgeometrien als Entwurfsplanung,
- den rechnerischen Nachweis der Einhaltung der Nachweisgrenzen nach [3], u. a. auf Grundlage von In-situ- γ -spektrometrischen Messungen im Umfeld des Aufstellungsortes unter Annahme einer Messzeit der Probanden von 10 min,
- Vorschläge zu zusätzlich erforderlichen Komponenten für den Betrieb des GKZ,
- Vorbereitung von Ausschreibungsunterlagen.

Um die notwendige Abschirmwirkung der zu errichtenden Abschirmkammer zu ermitteln wurde das Strahlenfeld im Rahmen der Planung [1] mit In-Situ- γ -Spektrometrie an neun Aufpunkten untersucht. Ergebnis dieser Messungen war, dass das Strahlungsfeld im neuen Gebäude im Wesentlichen durch Radionuklide der natürlichen Zerfallsreihen, insbesondere der

Th-232-Reihe, in den Bau- und Strukturmaterialien bestimmt wird. Der in [1] vorgegebene Sandwichaufbau der Abschirmung (15 cm Stahl mit $< 0,1$ Bq/kg - 4 mm Blei mit < 10 Bq/kg und 5 mm Kupfer mit $< 0,1$ Bq/kg) war dafür optimal ausgelegt.



Die geplante Anordnung sah die Positionierung der Detektoren oberhalb des liegenden Probanden vor. Es sollten verschiedene Messgeometrien für die Aktivitätsbestimmung in Ganzkörper-, aber auch in Teilkörpergeometrien (Schilddrüse, Lunge, Skelett) ermöglicht werden (Bsp. siehe Abb. 3.1). Damit waren variable Positionen und Ausrichtungen der zwei HPGe-Detektoren erforderlich, die für jeden Detektor mit Hilfe einer separat ansteuerbaren Fahrmechanik, einer Höhenverstellung durch Teleskoparm sowie über manuell einstellbare Neigungswinkel ermöglicht wurden.

Abb. 3-1: Schilddrüsen-Messgeometrie (aus [1])

4. Materialrecherche, Materialbeschaffung und Konstruktion

Anfang 2014 wurde die Firma Ingenieurbedarf G. Schöne & W. Schreiber GmbH beauftragt, die Ausführungsplanung für die Abschirmkammer zu erstellen und Recherchen zur Beschaffbarkeit der hierfür erforderlichen strahlungsarmen Konstruktionsmaterialien durchzuführen. Wegen der beengten Einbaubedingungen am vorgesehenen Aufstellungsort war es erforderlich, die konstruktive Planung unter Berücksichtigung der späteren Montagetechnologie zu bearbeiten.

Während die Beschaffung von zertifiziert strahlungsarmen Blei (1,7 Bq/kg), unbelastetem Elektrolytkupfer und Aluminium als Konstruktionsmaterial für den Innenausbau kein Problem darstellte, war es kompliziert, die erforderliche Menge Stahl mit geringen spezifischen Aktivitäten nach [1] zu beschaffen.

Es ergab sich die Möglichkeit, Altstahl der alten Abschirmkammer des GKZ der Uni Mainz zu erwerben. Dieser stammte von einem Kriegsschiff aus der Zeit des 1. Weltkrieges. Es handelte sich um 15 cm dicke Platten, die daraus aufgebaute Kammer hatte Hauptabmessungen von 1500 x 1200 x 2400 mm. Diese verfügbaren Platten ließen sich in die Struktur der geplanten Kammer integrieren.

Die im Forschungszentrum Karlsruhe (KIT) in den 60-iger Jahren errichtete Abschirmkammer für den dortigen Ganzkörperzähler [4] wurde auch aus den Panzerplatten eines englischen Schlachtschiffes hergestellt, jedoch führte die Anfrage bei der dortigen Bezugsquelle dieses Stahls zu keinem verwertbaren Ergebnis. Daraufhin wurden mehrere in- und ausländische Firmen, insbesondere Werften, die alte Schiffe demontieren und entsorgen, kontaktiert. Ein Lieferant konnte Material in Form von 50 mm starken Platten liefern, das nach Untersuchung im Analytiklabor des Fachbereiches Strahlenschutz als geeignet befunden wurde.

Die geplanten Abmaße der Kammer waren (LxBxH) 2,8 m x 2,3 m x 2,55 m. Der für den Einbau zur Verfügung stehende Platz im Raum betrug 6,48 m x 4,0 m x 3,3 m. Vier 150 mm - Platten vom Stahl des Mainzer GKZ wurden für den Fußboden verwendet, zwei weitere als untere Wände der kurzen Seiten eingesetzt. Zur besseren Handhabbarkeit der Einzelteile wurden die restlichen Seitenwände dreischalig mit Versatz (Vermeidung von Strahlenpässen) aus Einzelplatten mit der maximalen Größe von 2700 x 500 x 50 mm ausgelegt, womit das Höchstgewicht auf ca. 550 kg pro Platte begrenzt wurde. Das Kammerdach besteht aus einer Lage 50 mm Stahl, worauf noch einmal 50 mm Blei aus bereits vorhandenen Prismensteinen verlegt wurden. Alle Stahlplatten sind mit speziell gefertigten Passstiften geführt und alle Teile von den kurzen Kammerseiten her mittels M24-Schrauben untereinander fixiert. Für die Be- und Entlüftung sowie zur Durchführung der erforderlichen Kabel wurden drei strahlenpassfreie Öffnungen vorgesehen. In der Zuluft ist ein Schwebstofffilter (H 13) vorgesehen.

Die Eingangstür ist (in Abweichung zu [1]) als Schwingtür ausgelegt und besteht ebenfalls aus drei miteinander verschraubten 50 mm Platten. Die beiden Scharniere der Tür sind jeweils mit einem Axiallager und zwei Radiallagern bestückt. Für die Standfestigkeit der Kammer und die Belastbarkeit der Türscharniere wurde ein statischer Nachweis durch einen qualifizierten Tragwerksplaner erstellt.

Die gesamte Konstruktion der Abschirmkammer und der technischen Ausrüstung erfolgte mit dem 3D-Konstruktionssystem Autodesk Inventor® (Abb. 4-1, links). Aus den so erzeugten Modellen wurden die 2D-Fertigungszeichnungen abgeleitet, die auch Grundlage für die Ausschreibung zur Herstellung derselben waren.



Abb. 4-1: VKTA-Abschirmkammer: Konstruktionszeichnung und im Aufbau

5. Montage & Komplettierung

Zur Erreichung einer hohen Passgenauigkeit wurden alle Teile entsprechend der Fertigungsvorgaben beim Hersteller allseitig auf CNC-Maschinen bearbeitet. Begleitend wurden von allen Konstruktionsmaterialien Rückstellproben messtechnisch untersucht. Im April 2015 erfolgte eine Werksabnahme, zu der die Abschirmkammer im Herstellerwerk vollständig, aber ohne die innere Pb/Cu-Verkleidung, aufgebaut wurde. Nach In-situ- γ -spektrometrischen Untergrundmessungen in der Kammer wurde diese wieder demontiert und nach Rossendorf transportiert. Im Mai 2015 erfolgte die Montage der Kammer am Bestimmungsort (Abb 4-1, rechts) mit einem speziell an Höhe und Breite angepassten und auf

U-Trägern laufenden Brückenkran. Nach dem Einhängen und Justieren der Tür wurde die Innenverkleidung installiert. Die Kammer erhielt einen Außenanstrich mit farblosem Lack, während die Cu-Verkleidung zunächst unbehandelt blieb.

Die Massenträgheit der ca. 3 t schweren Schwenktür kann beim Abbremsen für das Bedienpersonal eine Gefährdung darstellen. Daher wurde die Tür als kraftbetätigte Sicherheitstür mit hydraulischem Antrieb ausgelegt, das Sicherheitskonzept wurde nach ASR A1.7 bzw. DIN EN 12453 erstellt, vom TÜV geprüft und freigegeben. Durch einen Druckspeicher ist gewährleistet, dass die Kammertür in einer Notsituation (Paniktaster durch Probanden bedienbar / Not-Auf-Taste an der Kammer) oder auch bei Stromausfall in jedem Fall sicher geöffnet wird.

Zur Positionierung der beiden Detektoren in die gewünschten Messpositionen über der Liege ist jeder an einer elektrisch angetriebenen separaten Fahrmechanik befestigt. Die Positionierung erfolgt mit einem Bedienpult, auf dem die aktuellen Positionen und Winkeleinstellungen beider Detektoren angezeigt werden. Die vertikale und horizontale Positionierung der Detektoren erfolgt halbautomatisch, wobei vordefinierte Positionen mittels Funktionstasten am Bedienpult abgerufen werden können. Mit einem manuell zu bedienenden Gelenkkopf mit zwei Freiheitsgraden (horizontal +/- 45°, vertikal +/- 90°) können die Detektoren gekippt werden.

Die Montage der Abschirmkammer wurde von In-situ- γ -spektrometrischen Untergrundmessungen (50.000 s) begleitet, die die Abschirmwirkung der einzelnen Komponenten in einzelnen γ -Energiebereichen dokumentierten. Abb. 5-1 zeigt die in den Aufbaustadien gemessenen Spektren sowie den In-situ-Detektor, beispielhaft in Messposition nach Aufbau der Bodenplatte und der Stahlwände. Der Gesamt-Abschirmfaktor der Kammer wurde zu 125 bestimmt.

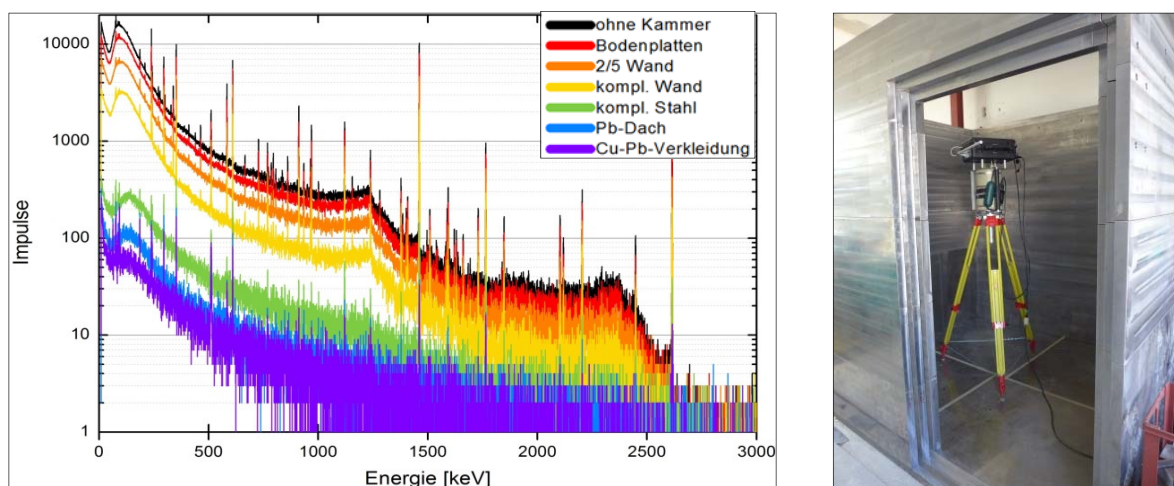


Abb. 5-1: Untergrundspektren in verschiedenen Aufbauphasen der Abschirmkammer; rechts der In-situ-Detektor bei Messung nach Boden- und Wandmontage

6. Inbetriebnahme & erste Erfahrungen

Parallel zu den abschließenden Montagearbeiten an der Abschirmkammer (vgl. Kap. 5) wurde die In-Vivo-Messeinrichtung in Betrieb genommen. Der Umzug der beiden Detektoren aus den alten Räumlichkeiten der Messstelle erfolgte schrittweise um die Messbereitschaft im Rahmen der routinemäßigen Inkorporationsüberwachung und bei Notfällen gewährleisten zu können.

Zunächst wurde der bisherige Schilddrüsenmessplatz außer Betrieb genommen und der dazugehörige Detektor in der neuen In-Vivo-Messeinrichtung installiert und für erste Tests in Betrieb genommen, danach folgte der Detektor vom alten GKZ.

Für Messungen in Ganzkörpergeometrie wurden Kalibrierungen mit Hilfe des Blockziegelphantoms OLGA und Eu-152-Referenzquellen durchgeführt. Für Schilddrüsenmessungen erfolgte die Kalibrierung mit Hilfe von Ba-133-Referenzquellen und einem Halsphantom. Dabei kam erstmalig die neue Mess- und Auswertesoftware Apex-InVivo™ der Fa. Canberra zum Einsatz. Im Herbst 2015 wurde der Routinemessbetrieb aufgenommen (Abb. 6-1).



Abb. 6-1: GKZ-Messung in neuer Abschirmkammer

Die neue In-Vivo-Messeinrichtung hat sich bereits als wichtige Einrichtung zur Überwachung der beruflichen Strahlenexposition am FSR sowie für externe Kunden bewährt: Von Oktober 2015 bis Juni 2016 wurden 220 Direktmessungen der Körperaktivität im Rahmen der Inkorporationsüberwachung durchgeführt. Gegenüber dem alten GKZ konnte die Messzeit von vormals 2000 s auf 1000 s reduziert werden. Die typische Nachweisgrenze für Cs-137+ bei Messungen in Ganzkörpergeometrie liegt bei 50 Bq.

7. Zusammenfassung

Die Planung und der Aufbau der neuen In-Vivo-Messeinrichtung der vom VKTA betriebenen Inkorporationsmessstelle Sachsens wird beschrieben. Von den Vorgaben der Entwurfsplanung bis zur Aufnahme des Routinebetriebes vergingen lediglich 2,5 Jahre, wobei insbesondere die Ausführungsplanung, die Beschaffung geeigneter Stahlplatten für die Abschirmkammer und die Montagetechnologie in vorgegebenen beengten Räumlichkeiten Herausforderungen darstellten. Die anvisierten Ziele, wie die Realisierung flexibler Messgeometrien und die geforderten Nachweisgrenzen für die Aktivitätsbestimmung wurden erreicht.

8. Literaturverzeichnis

- [1] Dörfel, H.-R., Planung des neuen Ganzkörperzählers von VKTA – Abschlussbericht und Ausschreibungsunterlagen, IDEA-System GmbH, Karlsruhe 31.03.2013
- [2] Dalheimer A, Henrichs K, König K.: Das gemeinsame Messstellenkonzept von Arbeitskreis Inkorporationsüberwachung des FS und Leitstelle

Inkorporationsüberwachung des BfS. In: Bayer A, Kirchinger W, Reiners C, Schneider R (Hrsg.): Fragen des radiologischen und nuklearen Notfallschutzes aus medizinischer Sicht. Verlag TÜV Media GmbH, S. 59-65, 2008

- [3] Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosen - Teil 2: Ermittlung der Körperdosis bei innerer Strahlenexposition (Inkorporationsüberwachung) (§§ 40, 41 und 42 StrlSchV), Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (Hrsg.), 12.01.2007
- [4] Mohr, U.: Ganzkörperzähler (Body-Counter), Karlsruher Institut für Technologie (KIT), <https://www.sum.kit.edu/downloads/BodyCounterAllgemein.pdf>

STRAHLENSCHUTZHERAUSFORDERUNGEN BEI SWISSFEL, DER NEUEN GROSSFORSCHUNGSANLAGE DES PAUL SCHERRER INSTITUTS

S. Mayer¹⁾, E. Hohmann¹⁾, A. Fuchs¹⁾, R. Luescher¹⁾

¹⁾Paul Scherrer Institut, Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit, Villigen PSI, Schweiz

Im Jahr 2016 wird am Paul Scherrer Institut die nächste Grossforschungsanlage in Betrieb genommen: der Freie-Elektronen-Röntgenlaser SwissFEL (das "FEL" im Namen steht für "Free Electron Laser"). Die Inbetriebnahme erfolgt schrittweise und startet im Frühjahr 2016. Die ersten Pilotexperimente sind für 2017 geplant. Der SwissFEL wird sehr kurze Pulse von Röntgenlicht mit Lasereigenschaften erzeugen. Damit werden Forschende extrem schnelle Vorgänge wie die Entstehung neuer Moleküle bei chemischen Reaktionen verfolgen, die detaillierte Struktur lebenswichtiger Proteine bestimmen oder den genauen Aufbau von Materialien klären.

SwissFEL soll Elektronen mit einer Wiederholrate von 100 Hz bis zu einer maximalen Energie von 7 GeV beschleunigen um Röntgenlicht mit Wellenlängen von 1 Å und 70 Å zu erzeugen. Dieses wird in zwei Arealen für Experimente zur Verfügung stehen. Der Beschleuniger und die Experimentierareale befinden sich in einem zum Teil unterirdisch verlaufenden, 740 m langen Tunnel. Für die benötigte Infrastruktur überdeckt ein weiteres Stockwerk Teile des Tunnels.

Bei der Konstruktion der für den Betrieb notwendigen sieben Strahlfänger wurden fast ausschliesslich bereits vorhandene und zum Teil aktivierte Materialien verwendet sowie der Aufbau für eine Minimierung der Dosis bei Reparaturen optimiert.

Der freie Zugang zu an den Beschleunigertunnel angrenzenden Arealen sowie die gepulste Zeitstruktur des Primärstrahles stellen hohe Anforderungen an das Überwachungssystem. Dieses basiert auf der Annahme, dass die bei Interaktionen des Primärstrahles mit Strahlwegkomponenten erzeugte Sekundärstrahlung ausserhalb des Tunnels massgeblich durch Neutronen erzeugt wird. Es ist vorgesehen, die dafür notwendigen Detektoren innerhalb des Tunnels zu platzieren und anhand einer angepassten Kalibrierung die Dosisleistung ausserhalb des Tunnels zu messen.

Der Vortrag gibt eine Übersicht über den prinzipiellen Aufbau des SwissFEL, die verwendeten Strahlfänger sowie das Dosisüberwachungssystem mit Schwerpunkt auf den Strahlenschutz.

STRAHLENSCHUTZASPEKTE DER VERWENDUNG THORIUM-HALTIGER MAGNESIUMLEGIERUNGEN IN LUFTFAHRZEUGEN

RADIATION PROTECTION CONSIDERATIONS OF THE USE OF THORIATED MAGNESIUM ALLOYS IN AIRCRAFTS

A. Schirmer¹⁾, M. Kersting¹⁾, U. Warnecke¹⁾, L. Strobach²⁾

¹⁾Strahlenmessstelle der Bundeswehr, Bundesamt für Infrastruktur, Umweltschutz und Dienstleistungen der Bundeswehr, GS I 3, Humboldtstraße 1, 29633 Munster, Deutschland

²⁾Militärhistorisches Museum Flugplatz Berlin-Gatow, Am Flugplatz Gatow 33, 14089 Berlin, Deutschland

Zusammenfassung

Zur Verbesserung der Hochtemperatureigenschaften von Magnesium-Leichtbau-Legierungen wurde im Triebwerksbau in den USA und Großbritannien als Legierungszusatz auch Thorium untersucht und verwendet. Große Baugruppen von Strahltriebwerken und Wellenturbinen für Kampfflugzeuge und Hubschrauber wurden aus Thorium-Magnesium-Legierungen hergestellt. Die Ergebnisse der im Bereich der Bundeswehr über Jahrzehnte durchgeführten Ortsdosismessungen an Arbeitsplätzen werden zusammenfassend dargestellt. Es ergibt sich, dass typenspezifisch Maximalwerte der Ortsdosisleistung angegeben werden können. In ergänzenden Untersuchungen wird der Bezug der als Photonen-Äquivalentdosis (H_x) erhobenen Messwerte zur heute genutzten Umgebungs-Äquivalentdosis ($H^(10)$) ermittelt. Auch bei konservativen Arbeitszeitansätzen ergeben sich für die Arbeiten aus der externen Exposition keine Werte der jährlichen effektiven Dosis über 2 mSv. Ein Dosisbeitrag durch Inkorporation von Th-232 entfällt, da Arbeiten, die entsprechende Expositionspfade effektiv werden lassen, nicht vorkamen.*

Summary

For the improvement of high-temperature properties of Magnesium light-weight alloys for the construction of aircraft engines, research in the US and UK focussed also on Thorium as a constituent. As a result, large components of aircraft jet and shaft engines were made of Thorium-Magnesium alloys. Here the results of dose rate measurements are presented, which were performed by the Bundeswehr over decades. It shows up that type specific maximum values of the dose rate can be specified. In additional measurements the compiled data of the dose H_x (photon-equivalent dose) are related to current dose quantity ($H^(10)$). Using conservative values for the occupational dwell time near these engines the maximum annual dose for external exposure is estimated below 2 mSv. Dose contributions due to incorporation have not to be considered, since the work does not involve the formation of inhalable dust or smoke.*

Schlüsselwörter Thorium-Magnesium Legierungen, Externe Exposition, Th-232

Keywords Thorium-Magnesium alloys, external exposure, Th-232

1. Einleitung

Aufgrund seiner im Vergleich zu Aluminium erheblich reduzierten Dichte wird Magnesium seit 1909 als leichtester Konstruktionswerkstoff propagiert, es sind Gewichtseinsparungen

zwischen 30 und 50% erreichbar. Der konkrete Einsatz von Magnesiumlegierungen im Flugzeugbau begann ab den 1920er Jahren in Deutschland. Flugzeugräder, Sitze, Beplankungen, Tanks, Motorengehäuse und Tragflächensegmente wurden aus Magnesiumlegierungen der Gruppe Mg-Al-Zn-Mn gefertigt [1], und ab den 1930er Jahren verbreitete sich der Einsatz von Mg-Legierungen im internationalen Luftfahrzeugbau auch in Großbritannien und den USA [2]. Um Beschränkungen des Mg-Al-Zn-Mn-Systems zu umgehen, erfolgten ab Mitte der 1930er bis in die 1960er Jahre weitere Untersuchungen zu neuen Legierungen des Magnesiums mit Cer, Zirkonium und Thorium. Insbesondere Thorium verbessert als Legierungspartner die Warmfestigkeit und die Wärmekriechfestigkeit, vergrößert aber die Kornstruktur des Metallgefüges, was häufig durch weitere Zulegerungen kompensiert wird [3]. Der typische Massenanteil von Thorium bei solchen Legierungen liegt bei 1,7%, eine wichtige Gusslegierung für den Strahltriebwerksbau erreicht aber auch 3% Th, 2,2% Zn, 0,7% Zr und dem Rest Magnesium [4]. Der Einfachheit halber werden im Folgenden die Werkstoffe kurz als Th-Mg-Legierungen bezeichnet.

Im modernen Luftfahrzeug- und Triebwerksbau werden Th-Mg-Legierungen nicht mehr verwendet. Aufgrund der relativ langen Nutzungsdauern im militärischen Bereich werden hier Baugruppen aus Th-Mg-Werkstoffen weiterhin angetroffen. Vereinzelt kommen Th-haltige Legierungen auch in Strukturelementen von Luftfahrzeugen vor. Daraus ergibt sich einerseits die Notwendigkeit der dosimetrischen Arbeitsplatzbewertung bestehender Expositionsszenarien. Andererseits können retrospektive Bewertungen der Tätigkeiten an ehemaligen Arbeitsplätzen notwendig werden.

Im Bereich der Bundeswehr wurden zur Bewertung der externen Strahlenexposition kontinuierlich Messungen der Ortsdosisleistung an Arbeitsplätzen in Werkstätten und Instandsetzungseinrichtungen durchgeführt, in denen Triebwerke mit Th-haltigen Teilen gehandhabt wurden. Im Folgenden werden die über mehrere Jahre in den vergangenen Jahrzehnten auch an inzwischen nicht mehr genutzten Baugruppen und Triebwerken ermittelten Werte dargestellt. An verfügbaren Einzelbauteilen aus Th-Mg-Legierungen wurde systematisch die Ortsdosisleistung für die Umgebungs-Äquivalentdosen $H^*(10)$, $H^*(0,07)$ sowie die früher gebräuchliche Photonen-Äquivalentdosis H_x zum Vergleich ermittelt.

Verglichen mit anderen Leichtbauwerkstoffen neigen Th-Mg-Legierungen verstärkt zu Korrosion. Das mechanisch instabile Korrosionsprodukt kann ebenfalls Thorium und seine Tochternuklide enthalten.

2. Radiologische Eigenschaften von Thorium

Die Verwendung von Thorium als kommerziell genutzter Werkstoffbestandteil ergibt sich aus seiner relativen Häufigkeit in der Erdkruste, die der von seltenen Erdmetallen entspricht. Verglichen mit Uran ist Thorium schwach radioaktiv. Es zerfällt ausgehend von Th-232 mit einer Halbwertszeit $T_{1/2}=1,4 \times 10^{10}$ a über 10 Tochternuklide in α - und β -Zerfällen zu Pb-208. Im weiten Bereich der Halbwertszeiten sind die Tochternuklide Ra-228 ($T_{1/2}=5,7$ a) und Th-228 ($T_{1/2}=1,9$ a) für den zeitlichen Verlauf der Isotopenzusammensetzung nach Herstellung einer Legierung bestimmend. Mit der Herstellung der Legierung erfolgt im Allgemeinen die chemische Abtrennung der Zerfallstöchter, sodass zunächst nur Th-232 und Th-228 vorliegen. Das letztere zerfällt zunächst, bevor sich, bestimmt durch die Halbwertszeit von Ra-228 das radioaktive Gleichgewicht wieder einstellt.

Etwa 13 Jahre nach der chemischen Abtrennung der Zerfallstöchter hat sich das radioaktive Gleichgewicht der Th-232-Reihe wieder zu 80% eingestellt. Die Zerfälle der Tochternuklide gehen mit der Emission von Gammastrahlung einher, die die Ortsdosisleistung von Bauteilen aus Th-Mg-Legierungen bestimmt. Intensive Gammalinien stammen von den Nukliden Ac-228, Bi-212 und Pb-212, die zur Identifikation und zur Aktivitätsbestimmung benutzt werden können und deren Intensitätsverhältnis prinzipiell Hinweise zur zeitlichen Eingrenzung des Herstellungsdatums der Legierung geben kann.

3. Messergebnisse und Dosisgrößen

3.1 Arbeitsplatzmessungen in Werkstätten und Instandhaltungseinrichtungen der Bundeswehr

Seit Ende der 1970er Jahre wurden im Bereich der Bundeswehr, speziell der Luftwaffe, systematisch Arbeitsplätze der Triebwerksinspektion und Instandsetzung untersucht. Die Messungen wurden mit direktanzeigenden Strahlenschutzdosimetern des Typs TOL/E, Hersteller Berthold, Wildbad, oder MAB 604, Hersteller Münchener Apparatebau durchgeführt. Die erste Sonde ist eine Ionisationskammer mit Gasverstärkung, die Sonde des Dosis-/Dosisleistungsmessgerätes MAB 604 ist ein Szintillationsdetektor. Mit beiden Geräten wird die Ortsdosisleistung mit ausreichender Empfindlichkeit auch im Bereich niedriger Photonenenergien als Photonen-Äquivalentdosis/ - Dosisleistung (H_x , dH_x/dt) erfasst.

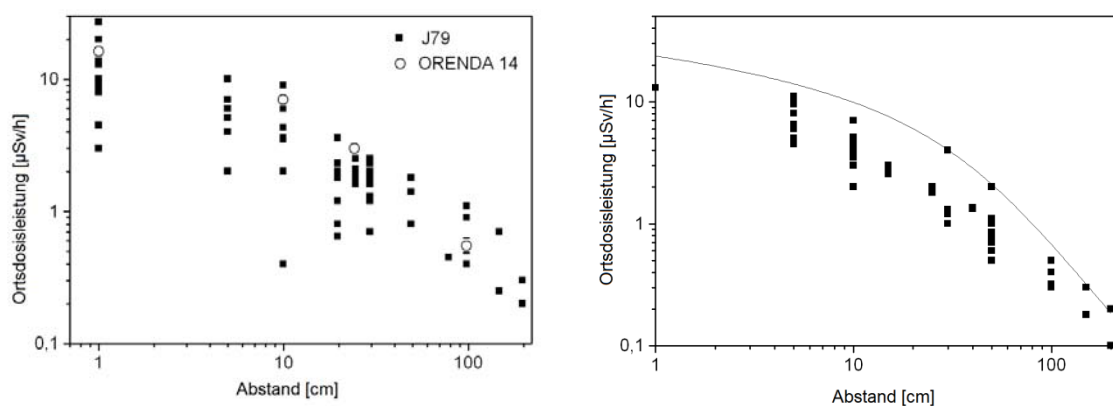


Abb. 1: Abhängigkeit der Ortsdosisleistung dH_x/dt vom Abstand zu Strahltriebwerken des Typs J79 (eingesetzt in F-104 G-Starfighter) und Orend 14 (eingesetzt in F86)(links) und zu Wellenturbinen des Typs T53 (eingesetzt in Hubschrauber Bell UH 1D) (rechts) in doppelt-logarithmischer Darstellung. Die durchgezogene Linie im rechten Diagramm ist die für eine nicht-punktförmige Quelle erwartete Abstandsabhängigkeit.

Die Dokumentation der Messungen erfasst immer Stellen an den Baugruppen, an denen sich Beschäftigte aufhalten oder an denen Arbeiten durchzuführen sind. In die jeweiligen Dokumentationen gehen immer die angezeigten Maximalwerte ein. Abb.1 zeigt die Zusammenfassung von Messwerten für zwei Typen großer Strahltriebwerke und eine Wellenturbine, die in Kampfflugzeugen bzw. Hubschraubern eingesetzt wurden. Bei allen Triebwerken wurde der Th-haltige Werkstoff für Gehäuse verwendet. Dies stellt eine im Vergleich zu den Abständen, die bei Arbeiten eingehalten werden, eine weit ausgedehnte Strahlenquelle dar. Damit wird die Abhängigkeit der Ortsdosisleistung vom Abstand r zum Triebwerk schwächer als der $1/r^2$ -Verlauf.

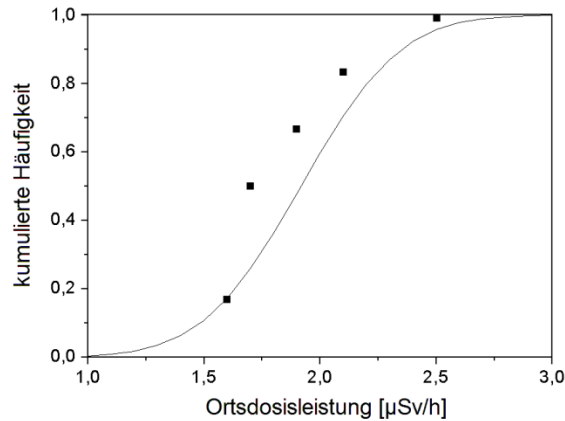


Abb. 2: Häufigkeitsverteilung von Messwerten der Ortsdosisleistung, die unter äquivalenten Bedingungen an sechs Triebwerken des Typs J79 erhoben wurden. Die Linie entspricht der Normalverteilung

Die Streuung der Werte für häufig untersuchte Triebwerke ergibt sich aus der Variation der Messbedingungen und der untersuchten Arbeitsplätze. Abb.2 zeigt die kumulierte Häufigkeitsverteilung von Werten der Ortsdosisleistung an Triebwerken des Typs J79, die bei einem Messdurchgang in einer Instandsetzungseinrichtung erhoben wurden. Als Mittelwert der Ortsdosisleistung im Abstand von 25cm zu den Triebwerken ergibt sich eine Normalverteilung der Messwerte mit $dH_x/dt = 1,93 \pm 0,34 \mu\text{Sv/h}$.

3.2 Ergänzende Untersuchungen zu den Dosisgrößen des Strahlenfeldes von Th-haltigen Magnesiumlegierungen.

Für die Bewertung der Dosis, etwa als effektive Körperdosis oder zur Berechnung einer Teilkörper- oder Organdosis aus Werten der Ortsdosis, ist die Charakterisierung der Dosisgröße als Umgebungs-Äquivalentdosis $H^*(10)$ notwendig [5]. An verfügbaren Th-haltigen Bauteilen (Getriebedeckel eines Strahltriebwerkes) wurde die Einordnung der vorliegenden Messwerte dH_x/dt der Ortsdosisleistung durch Vergleichsmessungen im Strahlenfeld eines typischen Bauteils messtechnisch nachvollzogen. Die Th-232-Aktivität des Bauteils mit einer Masse von 1,7 kg wurde mittels Gammaskopie bestimmt. Als Spektrometer wurde ein mobiler hp-Ge-Detektor (Typ Falcon 5000, Hersteller Canberra) mit einer Datenannahme- und Auswerterroutine für die in-situ-Messung benutzt, die der Geometrie des Bauteils Rechnung trägt. In der Nuklidanalyse wurde kein Hinweis auf die Störung des radioaktiven Gleichgewichtes durch einen noch nicht lange genug zurückliegende Herstellung gefunden. Abb. 3 zeigt den Vergleich der mit einer Messsonde des Typs TOL/E und mit einem MAB 604 erfassten Abstandsabhängigkeit mit Werten; die mit einer Ionisationskammer registriert wurden. Die hier benutzte Ionisationskammer mit 600 cm³ Luftvolumen (Typ OD-01, Hersteller STEP – Sensortechnik und Elektronik Pockau GmbH) kann mit und ohne eine Abdeckkappe betrieben werden und so $H^*(10)$ bzw. $H'(0,07)$ erfassen. Die Dosisleistungswerte sind kompatibel mit rechnerisch ermittelten Werten aus den Dosisleistungskonstanten der Th-232-Zerfallsreihe [6].

Für die Strahlenqualität von Th-haltigen Magnesiumlegierungen können die im Rahmen der über Jahrzehnte erfolgten Arbeitsplatzüberwachung in der Dosisgröße H_x ermittelten Messwerte in die Dosisgröße $H^*(10)$ übernommen werden, ohne dass die Ortsdosisleistung unterschätzt wird.

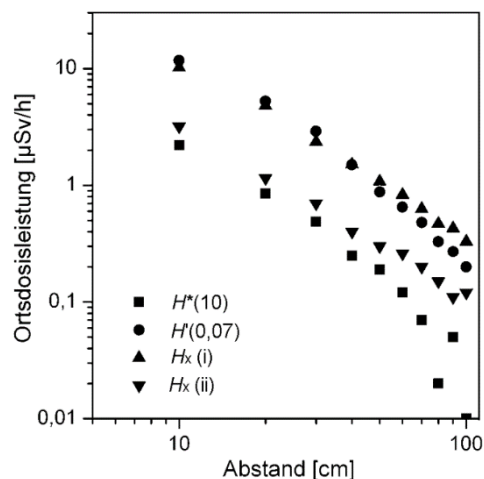


Abb. 3: Abhängigkeit der Ortsdosisleistung vom Abstand zu einem Getriebedeckel bei Erfassung der Dosisgrößen $H^*(10)$, $H'(0,07)$ und H_x . Die Messwerte H_x wurden mit der Sonde TOL/E ((i) Ionisationskammer mit Gasverstärkung) bzw. MAB 604 ((ii) Szintillationsdetektor) erfasst.

4. Arbeitszeiten und Dosiswerte

4.1 Externe Exposition

Entsprechend der technischen Komplexität von Strahl- und Wellentriebwerken und der hohen Anforderung an die Qualität des Arbeitsergebnisses sind die Tätigkeiten an Luftfahrzeugtriebwerken weit gefächert. Die Arbeiten sind zudem auf mehrere Rollen, die sich in Ausbildungsgängen des Personals widerspiegeln, verteilt. Montage- und Demontearbeiten mit langen Aufenthaltszeiten auch an Th-haltigen Baugruppen werden von Mechanikern bewältigt. Mit zunehmender Erfahrung und Qualifikation übernehmen Personen aus diesem Kreis üblicherweise zum einen die Arbeitseinteilung, zum anderen dann auch die Prüfung und ggf. die Nachprüfung des Arbeitsergebnisses der Mechaniker. Prüfungen und Nachprüfungen sind nicht mit längeren Aufenthaltszeiten unmittelbar an den Strahltriebwerken verbunden.

Die Arbeitszeit der Mechaniker an Strahltriebwerken verteilt sich auch auf Triebwerkssegmente ohne Th-haltige Baugruppen (z.B. Nachbrenner bei Strahltriebwerken).

Im Rahmen dieser Darstellung wird auf die genaue tätigkeitsbezogene Arbeitszeit mit externer Exposition an Triebwerken verzichtet und durch eine grobe Abschätzung ersetzt. Bei einem weit greifenden Arbeitszeitansatz von etwa 4 täglichen Arbeitsstunden an Triebwerken des Typs J79, an dem die höchsten Werte der Ortsdosisleistung registriert wurden, ergibt sich für die akkumulierte Ortsdosis am Ort des Körperstammes, der bei Montagearbeiten zwischen 40 und 50 cm vom Triebwerk entfernt ist, aus dem Wert für $dH_x/dt \approx 2 \mu\text{Sv/h}$ eine jährliche Dosis deutlich unter 2 mSv. Für die Hände und Unterarme, die sich während der Arbeit auch direkt an der Oberfläche des Triebwerks befinden, ergibt sich aus dem Maximalwert der Ortsdosisleistung von $25 \mu\text{Sv/h}$ rechnerisch ein Wert der Jahresdosis von 20 mSv. Für Arbeiten an Triebwerken des Typs J79 errechnet sich für die effektive Dosis auch bei Berücksichtigung von Konversionsfaktoren [5] kein höherer Wert als 2 mSv. Stichprobenartige personendosimetrische Überwachungen Beschäftigter haben keine Hinweise auf höhere Körperdosen geliefert.

4.2 Interne Exposition infolge Inkorporation

Die Inkorporation Th-232-haltiger Partikel kann, insbesondere bei Inhalation, mit erheblichen Folgedosen einhergehen. Die möglichen Expositionspfade werden maßgeblich von den Bearbeitungstechniken und den dabei ergriffenen Schutzmaßnahmen, etwa das Absaugen von Schweißgasen und Stäuben, bestimmt. Bei dem hier betrachteten Umgang in den Instandsetzungseinrichtungen und Werkstätten der Bundeswehr kommen üblicherweise keine spanabhebenden Arbeitsvorgänge, kein Schleifen und kein Schweißen an Th-Mg-Legierungen vor.

Bei den dargestellten Messungen der Ortsdosisleistung in den militärischen Instandsetzungseinrichtungen wurden an den Triebwerken auch Wischproben genommen. Die Auswertung mit Gammaskopie ergab keine Hinweise auf abwischbare Kontaminationen.

In einem Einzelfall wurden an einem im Depot eines Museums langzeitgelagertem Strahltriebwerk des Typs T33 Korrosionsprodukte an Th-haltigen Triebwerksteilen festgestellt, deren spezifische Th-232-Aktivität im Bereich der Werte für Th-Mg-Legierungen lag.

5. Danksagung

Wir danken P. Klemt für maßgebliche Arbeit bei der Planung und Durchführung der Messungen und M. Röttle für Diskussionen und wichtige Hinweise für die Bewertung. Unser Dank geht auch an die Zentrale Sammelstelle für radioaktive Abfälle der Bundeswehr (ZESAM Bw) beim Wehrwissenschaftlichen Institut für Schutztechnologien-ABC-Schutz (WIS), Munster, für den Zugang zu Th-haltigen Bauteilen für die Nachuntersuchungen.

6. Literaturverzeichnis

- [1] Strobach, L.: Konstruktionswerkstoff Magnesium: Erwartungen, Probleme, Forschung und Einsatz im deutschen Flugzeugbau von der Mitte des 19. Jahrhunderts bis zum Ende des Zweiten Weltkrieges, Berlin, 2015
- [2] Hill, F.T.: The materials of aircraft construction, for the designer, user and student of aircraft and aircraft engines, 6. Ed., London 1946 p. 205 – 211
- [3] Kennedy, A.J.: Magnesium and aircraft engineering, Übersetzung: Flugzeugwerke Dresden, Magnesium und die Flugzeugtechnik, Dresden 1961
- [4] Ross, R.B.: Metallic Materials Specification Handbook, 9. Ed., Vol. 1, Hertfordshire 1992, p. 219
- [5] Berechnungsgrundlage für die Ermittlung von Körperdosen bei äußerer Strahlenexposition, Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission Band 43, Herausgegeben vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, München, 2002
- [6] D.S. Smith, M.G. Stabin: Exposure rate constants and lead shielding values for over 1100 radionuclides, Health Physics 102(3) p.271 ff (2012)

EINE FALLSTUDIE ZUR INTERNEN DOSIMETRIE VON AM-241 UND SR-90 BEI RÜCKBAU EINER KERnteCHNISCHEN ANLAGE

A STUDY OF INTERNAL DOSIMETRIE OF AM-241 AND SR-90 BY DISMANTLING OF A NUCLEAR INSTALLATION

M. Froning¹⁾, P. Hill¹⁾

¹⁾Forschungszentrum Jülich GmbH, Geschäftsbereich Sicherheit und Strahlenschutz, Jülich, Deutschland

Zusammenfassung

Im Rahmen von Rückbaumaßnahmen in einer kerntechnischen Anlage wurden Routineüberwachungen der Inkorporation durchgeführt. Dabei wurden bei einer Ausgangsüberwachung eines Mitarbeiters positive Messwerte für ²⁴¹Am, ⁹⁰Sr und ¹³⁷Cs ermittelt. Es bestand der Verdacht auf eine unbemerkte Inkorporation von ²⁴¹Am, ⁹⁰Sr und ¹³⁷Cs mit Überschreitung der Nachforschungsschwelle. Für die dosimetrische Bewertung erfolgten Folgeüberwachungen mittels Urin- und Stuhl auf ²⁴¹Am und ⁹⁰Sr sowie Ganzkörpermessungen auf ¹³⁷Cs. Es konnte Ingestion als Inkorporationspfad nachgewiesen werden. Die Dosisbewertung entsprechend der GMBI 2007^[1] ergab dann eine Dosis von lediglich 13 µSv.

Summary

During dismantling operation in former nuclear facility routine incorporation monitoring had been part of the safety measures. For an occupational radiation worker positive measurements results for ²⁴¹Am, ⁹⁰Sr and ¹³⁷Cs were obtained after the end of the working period. Follow up monitoring had been performed assessing urine and faeces samples for ²⁴¹Am and ⁹⁰Sr as well as in-vivo measurements for ¹³⁷Cs. Ingestion could be proven as incorporation path. The internal dose assessment according to GMBI 2007^[1] finally yielded internal dose at 13 µSv.

Schlüsselwörter: Fallstudie, interne Dosimetrie, Am-241, Rückbau

Keywords: case study, internal dosimetry, Am-241, dismantling

1. Einleitung

Aufgrund des beschlossenen Ausstiegs aus der Kernenergienutzung haben Stilllegungs- und Rückbaumaßnahmen in Deutschland und damit die Gewährleistung des Strahlenschutzes bei der Durchführung dieser Maßnahmen wachsende Bedeutung.

Die amtl. anerkannte Inkorporationsmessstelle führt als fachlich unabhängige Messstelle Inkorporationsüberwachungen für den Rückbau von kerntechnischen Anlagen durch. Die Inkorporationsüberwachungen von strahlenexponierten Personen von Fremdfirmen und Eigenpersonal erfolgt mittels Direktmessung der Körperaktivität und Bestimmung der Aktivität der Ausscheidung.

2. Beschreibung des Fallbeispiels

Die Messstelle führte Ein- und Ausgangsüberwachungen sowie regelmäßige Überwachungen auf Basis des „Allgemeinen Nuklidvektors“ für den Rückbau einer kerntechnischen Anlage für

die Leitnuklide ^{241}Am und ^{90}Sr (Matrix: Urin und Stuhl) und ^{137}Cs (Bodycountermessungen) durch. Die regelmäßige Überwachungen mittels Ausscheidungsüberwachung (Urin und Stuhlüberwachung) erfolgten in einem Zeitintervall von 180 Tagen, parallel dazu wurden im gleichen Intervall Bodycountermessungen durchgeführt. Bei zeitlich kurzfristigen Einsätzen erfolgten die Inkorporationsüberwachungen aus besonderem Anlass in Form von Ein- und Ausgangsüberwachungen.

In diesem Fallbeispiel wurden nach Tätigkeit im Rahmen der durchgeführten Rückbaumaßnahmen bei einer Ausgangsüberwachung (Urin und Stuhl) eines Mitarbeiters positive Messwerte für ^{241}Am , ^{90}Sr und ^{137}Cs ermittelt. Die durchgeführte Eingangsmessung war für alle Nuklide, bis auf dem natürlichen ernährungsbedingten Gehalt an ^{90}Sr in der Stuhlprobe, kleiner als die Erkennungsgrenze der eingesetzten Messverfahren. Die positiven Befunde der Ausgangsüberwachung waren insofern unerwartet als der betroffene Mitarbeiter während seiner Tätigkeiten unter Vollschutz in einem belüfteten Einweg-Überdruck-Schutzanzug gearbeitet hatte.

In Tabelle 1 sind die Messergebnisse der Ein- und Ausgangsüberwachung sowie der Folgeüberwachung zusammengefasst.

Tab. 1: Messwerte der Ein- und Ausgangsüberwachung sowie Folgeüberwachung.

Monitoring	Matrix	Messwerte		
		^{241}Am	^{90}Sr	^{137}Cs
Eingangs- überwachung 07.07.	Urin	<4,8E-04 [Bq/d] ¹⁾	<1,6E-02 [Bq/d] ¹⁾	-
	Stuhl	<3,6E-04 [Bq/Probe] ¹⁾	7,6E-02 [Bq/Probe]	-
	Person	-	-	<EG ²⁾
Ausgangs- überwachung 17.07.	Urin	<2,5E-04 [Bq/d] ¹⁾	<1,6E-02 [Bq/d] ¹⁾	-
	Stuhl	8,1E+00 [Bq/Probe]	1,4E+02 [Bq/Probe]	-
	Person	-	-	1,1E+02 [Bq]
Folge- überwachung 01.08.	Urin	<4,3E-04 [Bq/d] ¹⁾	3,6E-02 [Bq/d]	-
	Stuhl	<3,5E-04 [Bq/Probe] ¹⁾	7,6E-02 [Bq/Probe]	-
	Person	-	-	7,0E+01 [Bq]

¹⁾ Erkennungs- und Nachweisgrenze gemäß DIN 25 482 Teil 1

²⁾ Erkennungs- und Nachweisgrenze gemäß DIN 25482 Teil 5

3. Dosimetrische Bewertung der Inkorporationsüberwachung

3.1 Erste dosimetrische Bewertung nach Referenzverfahren

Eine erste dosimetrische Bewertung erfolgte nach Referenzverfahren entsprechend GMBI 2007 mit Standardparametern und unter folgenden Annahmen:

- Inkorporationspfad Inhalation
- Partikelgrößen eines Aerosolgemischs von 5 μm (AMAD)
- Absorptionsklasse (siehe Tabelle 2)
- Inkorporationszeitpunkt: Mitte des Überwachungsintervalls
- Biokinetische Modelle nach ICRP-Publikationen 68^[2] und 78^[3]

Tab. 2: Dosimetrische Bewertung entsprechend Referenzverfahren

Nuklide	Absorptions- klasse	Aktivitäts- Zufuhr	Effektive Dosis E(50)	Organ Dosis H _T (50)	Organ
⁹⁰ Sr	S	1,0E+04 [Bq]	7,7E-01 [mSv]	6,3E+00 [mSv]	Lunge
²⁴¹ Am	M	6,2E+02 [Bq]	1,7E+01 [mSv]	6,9E+02 [mSv]	Knochenoberfl.
¹³⁷ Cs	F	1,2E+02 [Bq]	1,0E-03 [mSv]	1,0E-03 [mSv]	Rote Knochenm.

Eine erste dosimetrische Bewertung auf Basis der positiven Messergebnisse der Stuhlüberwachung entsprechend Referenzverfahren ergab, dass die Nachforschungsschwelle von 6 mSv überschritten wurde. Zur Plausibilitätsprüfung der Messergebnisse wurde die Aktivitätszufuhr auf Basis der nach Modell aus der Stuhlüberwachung die nach Modell resultierende Urinausscheidungsrate mit dem Messwert verglichen (siehe Tabelle 3).

Tab. 3: Vergleich der gemessenen und zu erwartenden Ausscheidungsraten.

Nuklide	Absorptions- klasse	Aktivitätszufuhr (basierend auf Faecesüberwachung)	zu erwartender Urinmesswert	gemessene Urinmesswert
⁹⁰ Sr	F	1,0E+04 [Bq]	1,3E+00 [Bq/d]	1,8E+00 [Bq/d]
²⁴¹ Am	M	6,2E+02 [Bq]	4,5E-02 [Bq/d]	<2,5E-04 [Bq/d]

Es zeigte sich eine weitgehend gute Übereinstimmung der zu erwartenden und gemessenen Werte für ⁹⁰Sr. Für ²⁴¹Am dagegen, wurde eine große Abweichung zwischen zu erwartenden und gemessenen Urinwert ermittelt. Dies ist ein Hinweis, dass die Standardparameter nur bedingt zutreffen.

Weitere Zusatzinformationen müssen daher ermittelt werden wie

- die Feststellung des Inkorporationszeitpunkt und Zufuhrpfad,
- die Durchführung von Folgeüberwachungen,
- die Ermittlung der individuellen Retentions –und Ausscheidungsrate,
- Ermittlung der physikalischen und chemischen Eigenschaft der inhalierten Verbindung,
- die Prüfung betrieblicher Aufzeichnungen durch den SSB,
- Verifizierung der Messergebnisse durch Vergleichsmessungen.

3.2 Biokinetik von ²⁴¹Am

Inhaliertes Americium wird entsprechend Modellangaben zu 90% über die Nase und den Verdauungstrakt ausgeschieden. Langfristig wird ²⁴¹Am in der Leber und den Knochen deponiert. Die Ausscheidung erfolgt primär über den Urin. Die Ausscheidungsrate im Urin sind für ²⁴¹Am deutlich höher als im Stuhl. Dies ist auf die im Körper vorhandenen Aktivitätsdepots in Leber und Skelett zurückzuführen.

Der Ausscheidungsverlauf bei einer Ingestion verhält sich dagegen anders. Inkorporationen von ²⁴¹Am sind durch eine Stuhlüberwachung in den ersten Tagen nach einer Aktivitätszufuhr sehr empfindlich nachweisen. Die Abbildung 1 zeigt den entsprechend ICRP 78 zu erwartenden Verlauf der Ausscheidungsrate für ²⁴¹Americium über Urin und Stuhl für Inhalation und Ingestion sowie die typische praktische Nachweisgrenze des α -spektrometrischen Verfahrens. Die Ausscheidung über Urin ist im Gegensatz zur Inhalation bei Ingestion sehr gering. Es stellt sich durchaus die Frage, ob es sich bei diesem Überwachungsfall um eine Ingestion handelt.

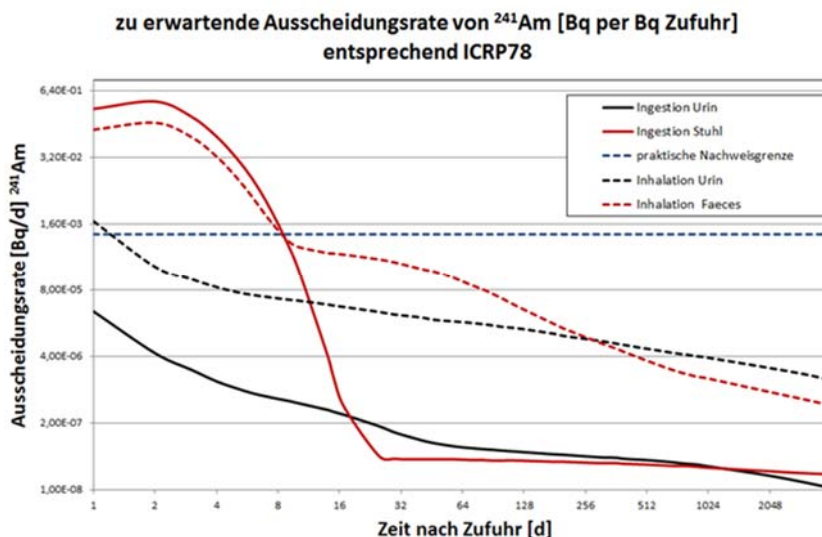


Abb. 3: Vergleich der verschiedenen Inkorporationspfade, Inhalation und Ingestion, der nach ICRP 78 zu erwartenden Ausscheidungsraten und gemessenen Stuhlwerte für ^{241}Am

3.3 Dosimetrische Bewertung nach Durchführung der Folgeüberwachung

3.3.1 Ermittlung des Inkorporationszeitpunkt

Das Überwachungsintervall in diesem Fallbeispiel betrug max. 10 Tage mit Tätigkeitsbeginn 07.07. und Tätigkeitsende 17.07. Eine lange zurückliegende Zufuhr von ^{241}Am lag nicht vor. Dies wurde durch die Eingangüberwachung, alle Messergebnisse Urin und Stuhl lagen unterhalb der Erkennungsgrenze des Messverfahrens, nachgewiesen. Unter Berücksichtigung der Angaben des Betreibers über Messungen der Raumluft und Vergleich der Messergebnisse mit den Modellangaben wurde ein potentieller Inkorporationszeitpunkt für Tag 7 ermittelt.

3.3.2 Dosimetrische Bewertung nach Durchführung der Folgeüberwachung

Folgeüberwachungen wurden zur weiteren Abklärung mittels Urin- und Stuhl auf ^{241}Am und ^{90}Sr sowie mittels Ganzkörpermessungen auf ^{137}Cs durchgeführt. In der Folgeüberwachung (Stuhl) zeigte sich, dass der ^{241}Am -Messwert unterhalb der nach DIN 2482 Teil 1 berechneten Erkennungsgrenze und für ^{90}Sr im Bereich der natürlich ernährungsbedingten Ausscheidungsrate lag. Für die Urinfolgeüberwachung war der Messwert für ^{90}Sr oberhalb der Erkennungsgrenze, was von der Restbelastung aus der vorhergehenden Zufuhr resultierte.

Ein Vergleich aller gemessenen ^{241}Am -Stuhlmesswerte im Vergleich mit der nach ICRP 78 zu erwartenden Ausscheidungsrate wurde mittels der Berechnungssoftware IMIE, basierend auf ICRP78, durchgeführt. Abbildung 2 zeigt den Verlauf der zu erwartenden Ausscheidungsrate für ^{241}Am für unterschiedliche Inkorporationspfade Inhalation und Ingestion. Für den Zufuhrzeitpunkt Tag 7 zeigt sich eine gute Übereinstimmung der gemessenen und nach ICRP78 zu erwartenden Ausscheidungsrate für ^{241}Am für den Inkorporationspfad der Ingestion.

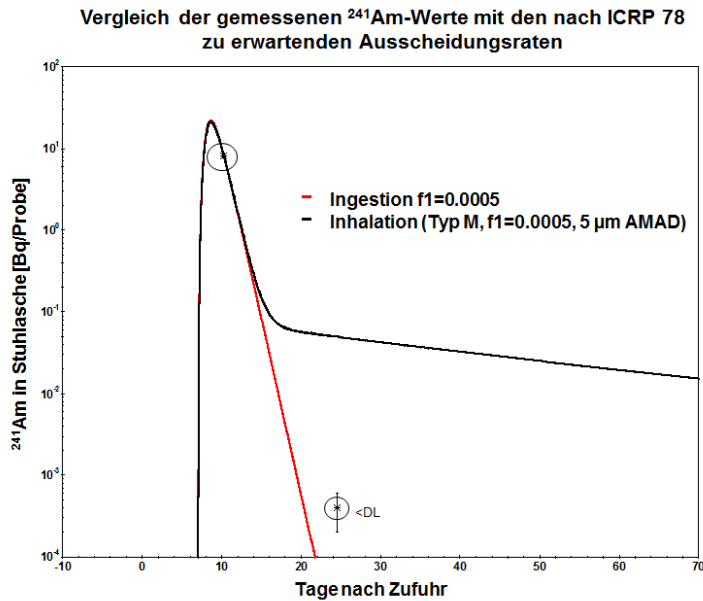


Abb. 2: Vergleich der verschiedenen Inkorporationspfade, Inhalation und Ingestion, der nach ICRP 78 zu erwartenden Ausscheidungsrate und gemessenen Stuhlwerte für ^{241}Am

Um die Werte auch für ^{90}Sr zu verifizieren, wurde ebenfalls ein Vergleich mit den nach ICRP78 zu erwartenden Ausscheidungsrate für ^{90}Sr durchgeführt. Bei dem Zufuhrpfad der Inhalation wurden die unterschiedlichen Absorptionsklassen F und S berücksichtigt.

Auch für ^{90}Sr zeigt sich eine sehr gute Übereinstimmung der gemessenen und der nach ICRP78 zu erwartenden Ausscheidungsrate für den Inkorporationspfad der Ingestion.

Abbildung 3 zeigt den Verlauf der zu erwartenden Ausscheidungsrate für ^{90}Sr für die unterschiedlichen Inkorporationspfade Inhalation und Ingestion.

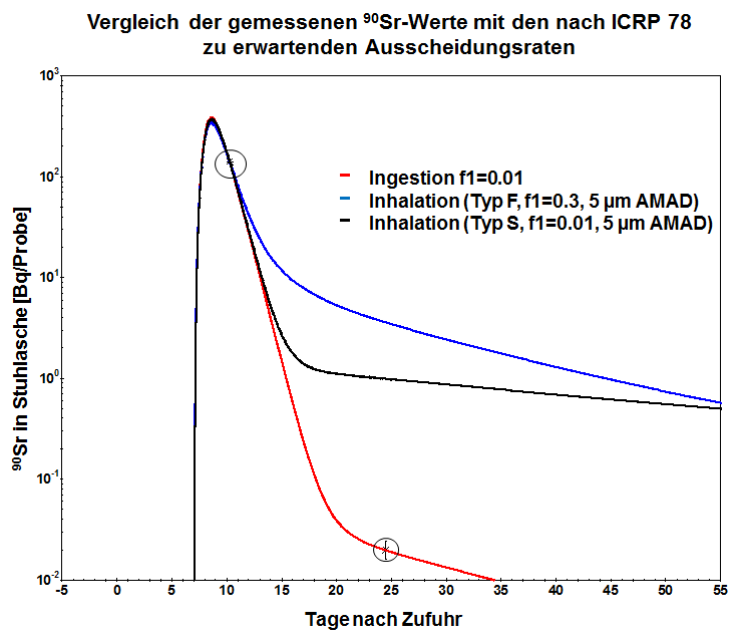


Abb. 3: Vergleich der verschiedenen Inkorporationspfade, Inhalation und Ingestion, der nach ICRP 78 zu erwartenden Ausscheidungsrate und gemessenen Stuhlwerte für ^{90}Sr

3.4 Zusammenfassung interne dosimetrische Bewertung

Die Vergleiche der Messergebnisse ^{90}Sr und ^{241}Am aller Stuhlüberwachungen zeigen eine gute Übereinstimmung mit der nach ICRP zu erwartenden Ausscheidungsrate für den Inkorporationspfad der Ingestion. Die abschließende Dosisbewertung erfolgte unter der Annahmen einer unbemerkten Ingestion zum Zufuhrzeitpunkt 14.07.

Tab. 4: Dosimetrische Bewertung nach Individualverfahren

Nuklide	Absorptions- klasse	Aktivitäts- Zufuhr	Effektive Dosis E(50)	Organ Dosis H _T (50)	Organ
^{90}Sr	S	9,0E+02 [Bq]	2,4E-03 [mSv]	5,4E-03 [mSv]	Rote Knochenm.
^{241}Am	M	4,6E+01 [Bq]	9,0E-03 [mSv]	4,1E-01 [mSv]	Knochenoberfl.
^{137}Cs	F	1,2E+02 [Bq]	1,6E-03 [mSv]	1,7E-03 [mSv]	Rote Knochenm.

Die effektive Dosis beträgt insgesamt 13 μSv und liegt um einem Faktor von ca. 1400 deutlich niedriger als die Ergebnisse der ersten Dosisbewertung.

4. Zusammenfassung

Aufgrund des beschlossenen Ausstiegs aus der Kernenergienutzung haben Stilllegungs- und Rückbaumaßnahmen in Deutschland und damit die Gewährleistung des Strahlenschutzes bei der Durchführung dieser Maßnahmen wachsende Bedeutung. Unbemerkte Inkorporationen bei Tätigkeiten im Rückbau von kerntechnischen Anlagen sind nicht selten. So kann es beim Um- und Auskleiden der betroffenen Personen zu unbemerkten Ingestionen kommen.

Die effektive Dosis beträgt im betrachteten Fall insgesamt 13 μSv und liegt um einem Faktor von ca. 1400 niedriger als die Ergebnisse der Dosisbewertung für den Standardfall der Inhalation. In diesem Fallbeispiel konnte gezeigt werden, dass Folgeüberwachungen für eine gute Dosisbewertung dringend notwendig sind. Ohne die Folgeüberwachung wäre ein Nachweis der Ingestion nicht möglich gewesen mit der Konsequenz einer Dosisbewertung^[5] in der Nähe des Jahresgrenzwertes einer beruflich strahlenexponierten Person der Kategorie A.

5. Danksagung

Die Autoren danken den Mitarbeitern der aml. Anerkannten Inkorporationsmessstelle des Forschungszentrum Jülich GmbH.

6. Literaturverzeichnis

- [1] GMBI 2007 Nr. 31/32: Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosis Teil 2: Ermittlung der Körperdosis bei innerer Strahlenexposition (Inkorporationsüberwachung)
- [2] Dose Coefficients for Intake of Radionuclides by Workers; ICRP Publication 68 (Annals of the ICRP Vol. 24 No.4); 1994
- [3] Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers; ICRP Publication 78 (Annals of the ICRP Vol. 27 No.3/4); 1997
- [4] IMIE 2007 (Version 9.4 GE). © H. Ratia, Y. Bonchuk, V. Berkovski

- [5] P. Hill, M. Froning, German Guidelines put into Practise: Inhalation or ingestion? A study of a specific case of incorporation in an incident at a facility for dismantling nuclear installations. (Proceedings), 14th International Congress of the IRPA 09.-13.05.2016 Kapstadt;

RADIOAKTIVE VERUNREINIGUNGEN IN RADIOPHARMAZEUTIKA MIT Y-90 – KONSEQUENZEN FÜR DIE ENTSORGUNG VON RESTSTOFFEN

RADIOACTIVE IMPURITIES IN RADIOPHARMACEUTICALS WITH Y-90 – CONSEQUENCES FOR WASTE DISPOSAL

C. Wanke¹⁾, A. Solle¹⁾, L. Geworski¹⁾

¹⁾Medizinische Hochschule Hannover, Stabsstelle Strahlenschutz und Abteilung Medizinische Physik

Zusammenfassung

Y-90 spielt in der Nuklearmedizin insbesondere für die Radiosynoviorthese (RSO) und für die selektive interne Radiotherapie (SIRT) eine wichtige Rolle. An einem Medikament zur RSO und an Mikroglasskugeln zur SIRT wurden langlebigere Verunreinigungen untersucht. Dazu wurden Messungen zur Identifikation von gammastrahlenden Verunreinigungen durchgeführt. Insbesondere in den späten Messungen nach Abklingen des Y-90 zeigten sich langlebigere Verunreinigungen wie z. B. Y-88 und Y-91, Zn-65, Eu-152, Gd-153, Tb-160 und Yb-169, die bezogen auf den Kalibrierzeitpunkt in Summe weniger als 0,01 % der Gesamtradioaktivität ausmachten und somit problemlos die pharmazeutischen Anforderungen erfüllten. Die Verunreinigungen sind jedoch bei der Freigabe von kontaminierten Materialien gemäß § 29 StrlSchV zu berücksichtigen. Bei Annahme typischer Reststoffmengen lassen sich Reststoffe aus der RSO nach ausreichender Abklinglagerung auf Basis der Freigabewerte der Strahlenschutzverordnung uneingeschränkt freigeben, während für Reststoffe aus der SIRT mit Mikro-glasskugeln andere Freigabe- oder Entsorgungswege gefunden werden müssen.

Summary

Y-90 plays an important role in nuclear medicine and is of particular interest in radiation synovectomy (RSO) and in Selective internal radiation therapy (SIRT). Longer-lived impurities were investigated in a pharmaceutical used in RSO and in glass microspheres applied for SIRT. For this, measurements were carried out to identify gamma-emitting impurities. Especially in the late measurements, after decay of Y-90, impurities such as Y-88 and Y-91, Zn-65, Eu-152, Gd-153, Tb-160 und Yb-169 were identified, which accounted for less than 0,01 % of the total radioactivity at the calibration date, so that all pharmaceutical requirements were met. The impurities, however, have to be taken into account in waste management and clearance. Assuming typical masses, waste from RSO can undergo unrestricted clearance based on the clearance values tabulated in the German Radiation Protection Ordinance, provided sufficient decay storage. For waste from SIRT with glass microspheres, however, other clearance or disposal options have to be found.

Schlüsselwörter Nuklearmedizin, Y-90, Freigabe

Keywords nuclear medicine, Y-90, clearance

1. Einleitung

Y-90 ist ein hochenergetischer Beta-Emitter mit einer Halbwertszeit von 2,67 Tagen [1]. Anwendungsgebiete in der Medizin sind neben der Radioimmunotherapie vor allem die Radiosynoviorthese (RSO) und die selektive interne Radiotherapie (SIRT).

Die RSO stellt eine Therapiemöglichkeit für entzündliche Gelenkerkrankungen dar. Dabei wird ein Radiopharmakon direkt in das betroffene Gelenk injiziert und führt durch Bestrahlung der Gelenkinnenhaut zu einer Reduktion vorhandener Entzündungen sowie einer weitgehenden Wiederherstellung. Die Radionuklide liegen dabei in kolloidaler Lösung vor. Die Wahl des Radionuklides und der verabreichten Aktivität richtet sich nach der Größe des Gelenks, so wird Er-169 wegen der verhältnismäßig kurzen Gewebereichweite der β -Teilchen für Finger- und Zehengelenke eingesetzt, Re-186 für mittelgroße Gelenke und Y-90, dessen β -Teilchen die größte Reichweite besitzen, für Kniegelenke [2]. Die eingesetzte Aktivität für die RSO am Knie beträgt 185-275 MBq [3]. Insgesamt werden in Deutschland jährlich ca. 40000 RSOs durchgeführt, davon ca. 18000 mit Y-90 [4].

Die SIRT wird zur Behandlung von Lebertumoren eingesetzt. Hierbei wird ausgenutzt, dass Lebertumoren im Gegensatz zu gesundem Lebergewebe, das aus der Pfortader versorgt wird, meist von arteriellen Blutgefäßen versorgt werden. Bei der SIRT werden mit Y-90 beladene Kügelchen, sogenannte Mikrosphären, über einen Katheter in die Leberarterie eingebracht. Die Mikrosphären bleiben in den Kapillargefäßen des Tumors hängen und sorgen für eine Bestrahlung des umliegenden Tumorgewebes, dies wird auch als Radioembolisation bezeichnet [5]. Insgesamt wurden in Deutschland bisher ca. 6000 Patienten mittels SIRT behandelt [6]. Derzeit sind zwei Produkte kommerziell erhältlich: TheraSpheres (MDS Nordion) und SIR-Spheres (SIRTEX). Bei den in der Medizinischen Hochschule Hannover eingesetzten und in dieser Arbeit betrachteten TheraSpheres handelt es sich um Mikrosphären aus Y-89-haltigem Glas, die mittels Neutronenbestrahlung (Reaktor) aktiviert wurden. 1 mg Thera-Spheres besteht aus 22000-73000 Glaskügelchen; die für den jeweiligen Patienten vorportionierten Kügelchen sind in ca. 0,6 ml Wasser dispergiert und werden komplett verabreicht [7]. Bei SIR-Spheres hingegen handelt es sich um Kunstharzkügelchen, an deren Oberfläche Y-90 adsorbiert ist, welches aus einem Sr-90/Y-90-Generator gewonnen wird [8]. In einer Ampulle sind die SIR-Spheres in 5 ml Wasser dispergiert, und die dem jeweiligen Patienten zu verabreichende Dosis muss entsprechend in eine Spritze aufgezogen werden.

Herstellungsbedingt können die zur RSO und zur SIRT eingesetzten Produkte neben dem Nutznuclid auch radioaktive Verunreinigungen enthalten, die bei der Behandlung von Reststoffen zu berücksichtigen sind. Daher wurden Untersuchungen zur Identifikation und Quantifizierung an Proben aus unterschiedlichen Chargen von Y-90-Citrat zur RSO und von Thera-Spheres zur SIRT durchgeführt und Konsequenzen für die Reststoffentsorgung abgeleitet. Für SIR-Spheres sind aufgrund der Verwendung von Y-90 aus einem Generator keine gammastrahlenden Verunreinigungen zu erwarten, was in [9] und durch eigene Messungen bestätigt wurde. SIR-Spheres werden daher in diesem Beitrag nicht weiter betrachtet.

2. Verunreinigungsmessungen

Drei Proben aus unterschiedlichen Chargen von Y-90-Citrat zur RSO wurden auf einem Reinstgermanium-Detektor (Canberra 7229N mit Beryllium-Fenster, relative Efficiency 20 %, Canberra 3125 HV, Canberra 9615 Verstärker, Canberra 9635 ADC und Canberra 556A AIM)

gemessen. Die Messung erfolgte im Vial wie geliefert, dabei wurde ein Probenhalter zur reproduzierbaren Positionierung verwendet. Die Messungen erfolgten zwischen 29 und 157 Tagen nach dem Referenzdatum, die Messzeiten der Proben betragen zwischen 60000 und 200000 Sekunden. Zur Kalibrierung wurde ein Vial gleichen Typs, das mit 2 g einer kalibrierten Multinuklidlösung (QCYA48, Eckert&Ziegler) gefüllt war, verwendet. Da die Y-90-Proben jeweils mit nur 0,73-0,91 g Lösung gefüllt waren, wurden zur Einschätzung des aus der unterschiedlichen Füllmenge resultierenden Fehlers mit der Software Canberra LabSOCS mathematische Kalibrierungen für die verschiedenen Füllmengen erzeugt und miteinander verglichen. Es zeigte sich, dass bei Verwendung der Kalibrierung für 2 g Füllmenge für Messungen mit einer Füllmenge von ca. 0,7 g die tatsächliche Aktivität um bis zu ca. 12 % überschätzt wird. Die Ermittlung der Aktivität ist somit konservativ.

Die Messungen der TheraSpheres-Proben erfolgte im Vial in der Plexiglas-Abschirmung wie geliefert auf einem Reinstgermanium-Detektor (Ortec GEM-15190, relative Efficiency 15 %, Canberra Inspector 2000 Elektronik). Die Messungen wurden zwischen 44 und 541 Tagen nach dem Referenzdatum durchgeführt, die Messzeiten betragen zwischen ca. 3000 und 86400 Sekunden. Zur Kalibrierung wurde ein Vial gleichen Typs inklusive Plexiglasabschirmung verwendet, das mit 0,706 g einer kalibrierten Multinuklidlösung (QCYA48, Eckert& Ziegler) gefüllt war. Die Positionierung der Messproben erfolgte jeweils zentriert unmittelbar auf der Detektorkappe. Insgesamt wurden drei Messproben quantitativ untersucht, bei denen es sich um nicht verwendete Therapiedosen handelte.

3. Ergebnisse und Diskussion

In den Proben von Y-90-Citrat für die RSO und Y-90-Glas-Mikrosphären zur SIRT konnten die in Tabelle genannten gammastrahlenden Verunreinigungen festgestellt werden. Angegeben sind die maximal festgestellten Anteile bezogen auf den Referenzzeitpunkt und die vom jeweiligen Hersteller angegebene Aktivität des Y-90. Weiterhin sind jeweils die maximale Aktivität im Y-90-Präparat nach einem Jahr Abklingzeit sowie der zugrunde zu legende Freigabewert angegeben. Für die Berechnung der maximalen Aktivitäten für das RSO-Präparat wurde eine Y-90-Referenzaktivität von 220 MBq zugrunde gelegt, was der oberen Grenze bei der Auslieferung entspricht. Für die Berechnung der Maximalaktivitäten in einem TheraSpheres-Vial wurde eine Y-90-Referenzaktivität von 20 GBq angesetzt. Dieser Wert entspricht der höchsten erhaltlichen Dosierung. Als Freigabewert ist bei den meisten Nukliden der Wert für die uneingeschränkte Freigabe nach Anlage III Tabelle 1 Spalte 5 StrlSchV [10] genannt. Für die Nuklide Y-88, Pm-143 und Yb-169 sind die Freigrenzen nach Spalte 3 der genannten Tabelle angegeben, vgl. Abschnitt 4.

Für die Herstellung von Y-90 zur medizinischen Anwendung existieren zwei Möglichkeiten: die Produktion im Reaktor durch Aktivierung von stabilem Y-89 und die Gewinnung aus einem Sr-90/Y-90-Generator. Das Y-90 der in dieser Arbeit betrachteten Präparate wird aus stabilem Y-89 mittels einer (n, γ)-Reaktion im Neutronenfeld erzeugt. Da im Neutronenfeld aber auch andere Kernreaktionen am Y-89 oder Aktivierungen an anderen Kernen stattfinden, werden radioaktive Verunreinigungen erzeugt. Für die Verbindungen mit natürlichem Yttrium ist zu erwarten, dass wegen der chemischen Ähnlichkeit geringe, aber messbare Anteile an anderen Elementen vorhanden sind, darunter z. B. Lanthanide. Aktivierungen an diesen Elementen führen zu einigen der in der Tabelle angegebenen gammastrahlenden Verunreinigungen. Dies gilt sowohl für Y-90-Citrat zur RSO als auch für Glas-Mikrosphären. Letztere bestehen im Wesentlichen aus SiO₂, Al₂O₃ und Y₂O₃ [11] und können auch Verunreinigungen aus Kernreaktionen an anderen Glasbestandteilen enthalten. Diese zum Teil langlebigen

Verunreinigungen müssen bei der Freigabe von Reststoffen berücksichtigt werden. Unterschiedliche Verunreinigungsanteile in verschiedenen Chargen des RSO-Pharmakons bzw. der Glas-Mikrosphären lassen sich auf Schwankungen in der Zusammensetzung sowie Unterschiede in den Bestrahlungsbedingungen zurückführen.

Tabelle 1: Verunreinigungen in Y-90-Citrat zur RSO und Y-90-Glas-Mikrosphären

Nuklid	$T_{1/2}$ in Tagen [1, 12]	Freigabewert in Bq/g	Max. Anteil in Y-90-Citrat zur RSO	Max. Aktivität in RSO-Ampulle nach 1 Jahr in Bq	Max. Anteil in Y-90-Glas-Mikrosphären	Max. Aktivität in TheraSpheres-Vial nach 1 Jahr in Bq
Na-22	950,382	0,1 ¹⁾	3,18E-09	0,5	8,25E-09	126
Sc-46	83,79	0,3 ¹⁾	1,40E-08	0,2	4,95E-06	4824
Cr-51	27,703	100 ¹⁾	8,55E-08	0,0	1,33E-05	29
Mn-54	312,13	0,4 ¹⁾	-	-	4,56E-08	405
Co-57	271,8	20 ¹⁾	6,54E-09	0,6	1,62E-08	127
Co-58	70,85	0,9 ¹⁾	-	-	1,89E-07	106
Fe-59	44,494	1 ¹⁾	-	-	7,56E-07	51
Co-60	1925,228	0,1 ¹⁾	-	-	3,00E-07	5261
Zn-65	244,01	0,5 ¹⁾	1,27E-07	9,9	7,59E-08	538
Rb-86	18,642	20 ¹⁾	2,63E-06	0,0	1,98E-06	0,1
Y-88	106,63	10 ²⁾	2,93E-05	600	1,42E-05	26420
Y-91	58,51	20 ¹⁾	3,96E-05	115	6,93E-05	18309
Nb-95	34,991	2 ¹⁾	-	-	5,48E-07	7,9
Zr-95	64,032	0,5 ¹⁾	-	-	4,15E-07	159
Cd-109	464	20 ¹⁾	-	-	4,78E-07	5537
Sb-124	60,208	0,5 ¹⁾	-	-	1,33E-06	398
Cs-134	754,006	0,2 ¹⁾	-	-	9,41E-08	1345
Ce-139	137,641	9 ¹⁾	-	-	2,31E-08	73
Ce-141	32,503	70 ¹⁾	1,18E-07	0,0	1,30E-05	108
Pm-143	265	100 ²⁾	8,60E-09	0,7	-	-
Eu-152	4938,805	0,2 ¹⁾	5,92E-08	12	1,01E-07	1913
Gd-153	240,4	20 ¹⁾	7,16E-08	5,5	7,92E-08	553
Eu-154	3141,448	0,2 ¹⁾	1,67E-08	3,4	3,11E-08	574
Dy-159	144,4	1000 ²⁾	1,81E-06	69	9,90E-07	3430
Tb-160	72,3	0,6 ¹⁾	2,03E-07	1,3	1,98E-07	119
Yb-169	32,018	100	2,68E-07	0,0	1,82E-07	1,3
Hf-181	42,39	4 ¹⁾	-	-	2,81E-07	14
Ta-182	114,61	0,5 ¹⁾	-	-	2,67E-07	586
Ir-192	73,827	1 ¹⁾	-	-	2,64E-07	171
Bi-207	11523,39	0,2 ¹⁾	-	-	1,56E-09	30
Pa-233	26,98	20 ¹⁾	-	-	6,27E-07	1,1

¹⁾ nach Anlage III Tab. 1 Spalte 5 StrlSchV

²⁾ nach Anlage III Tab. 1 Spalte 3 i. V. m. Anlage IV Teil A Nr. 1 g) StrlSchV

- Nicht nachgewiesen

4. Konsequenzen für die Freigabe

Als Reststoffe fallen bei einer RSO in der Regel eine Kanüle, zwei 2-ml-Spritzen (für das eigentliche RSO-Medikament, die Y-90-Citratlösung, sowie für Cortison, das hinterher zusätzlich gegeben wird) und zwei Tupfer sowie das Vial an, die kontaminiert sein können. Die Gesamtreststoffmasse wurde im Rahmen dieser Arbeit exemplarisch ermittelt und ergibt sich zu insgesamt ca. 14 g für Kanüle, Spritzen und Tupfer sowie zu ca. 17 g für das Vial. Bei ca.

18000 RSO-Applikationen mit Y-90 pro Jahr in Deutschland resultieren für das gesamte Land demnach insgesamt ca. 558 kg Reststoffe pro Jahr. Damit handelt es sich, insbesondere bezogen auf die einzelne nuklearmedizinische Einrichtung, um kleine Mengen: Gemäß Harvey et al. [13], die die Grundlage für die Festlegung der Freigrenzen bereitet haben, sind die Freigrenzen bei Umgang in geringem Rahmen auch auf die Entsorgung anwendbar. Hierbei handelt es sich um den Umgang mit Massen bis zu etwa einer Tonne: „The calculated values ... apply to practices involving small scale usage of activity where the quantities involved are at most in the order of a tonne. The values take into account use, misuse and subsequent disposal“ ([13], S. 11). Somit können bei Reststoffen, die bei den im Rahmen dieser Arbeit betrachteten Tätigkeiten anfallen, für Nuklide, für die in Anlage III Tabelle 1 Spalte 5 StrlSchV keine Werte angegeben sind, nach Anlage IV Teil A Nr. 1 g) StrlSchV stattdessen die Freigrenzen nach Anlage III Tabelle 1 Spalte 3 StrlSchV zugrunde gelegt werden. Nach einem Jahr Abklingzeit ergeben sich die in Tabelle genannten Aktivitäten, die in einer Ampulle (Y-90-Referenzaktivität 220 MBq) insgesamt vorhanden wären. Unter der Annahme, dass ein Anteil von 5 % der Aktivität im Vial verbleibt und ein weiterer Anteil von 5 % in den Reststoffen (zum Vergleich: gemäß [14] verbleibt in Spritzen nach der Applikation ein Anteil von ca. 3,7 % der Aktivität), sind die Reststoffe und das Vial nach einem Jahr jeweils uneingeschränkt freigebbar. Wenn man annimmt, dass 5 % der ursprünglich im Vial vorhandenen Aktivität nach einer Abklingdauer von 1 Jahr im Reststoff vorhanden ist, so müsste die Masse mindestens 9 g betragen, damit bei Zugrundelegung der in Tabelle 1 genannten Freigabewerte und in Anwendung der Summenformel ein Wert von 1 nicht überschritten wird. Dies wird sowohl für die bei der Applikation anfallenden Reststoffe (Tupfer, Spritzen, Kanüle) als auch für das einzelne Vial erfüllt, wenn eine regelrechte Applikation erfolgt ist. Reststoffe aus nicht regelrecht verlaufenen Applikationen können dagegen nicht freigegeben werden, da zu hohe Aktivitäten zu erwarten sind. Dies gilt insbesondere für nicht verbrauchte Vials.

Nimmt man auch bei der SIRT einen Verbleib von 5 % in den Reststoffen an, so ergibt sich bei analoger Rechnung eine Mindestmasse von mehr als 4,9 kg, damit bei Zugrundelegung der in Tabelle 1 genannten Freigabewerte und in Anwendung der Summenformel ein Wert von 1 nicht überschritten wird. Als Reststoffe bei der SIRT fallen neben dem Vial jedoch nur verschiedene Schlauchsysteme und Spritzen an, die kontaminiert sein können. Diese besitzen eine Gesamtmasse von deutlich unter 1 kg und führen daher zu massenbezogenen Aktivitäten, die die Werte für die uneingeschränkte Freigabe in jedem Fall überschreiten. Eine uneingeschränkte Freigabe auf Basis der Tabellenwerte nach Anlage III StrlSchV ist somit für Reststoffe aus der SIRT mit TheraSpheres nicht möglich.

5. Zusammenfassung

In einem Medikament zur RSO und einem Medizinprodukt zur SIRT, die beide Y-90 als therapeutisches Nuklid enthalten, wurden gammastrahlende Verunreinigungen quantifiziert. Diese sind bei der Behandlung von Reststoffen, die bei Applikation am Patienten anfallen, zu berücksichtigen. Reststoffe aus der RSO am Knie mit Y-90-Citrat sind in der Regel uneingeschränkt freigebbar, wenn die nach Werte Anlage III Tabelle 1 Spalte 3 StrlSchV bzw. nach Anlage III Tab. 1 Spalte 3 i. V. m. Anlage IV Teil A Nr. 1 g) StrlSchV zugrunde gelegt werden und eine Abklinglagerung von mindestens einem Jahr erfolgt ist. Reststoffe aus der SIRT mit TheraSpheres sind nicht uneingeschränkt freigebbar auf Basis der Tabellenwerte nach Anlage III StrlSchV, da zu hohe massenbezogene Aktivitäten auftreten. Für solche Reststoffe ist zu prüfen, ob eine uneingeschränkte Freigabe auf Basis des 10- μ Sv-Kriteriums oder eine Freigabe zur Verbrennung in Frage kommen.

6. Literaturverzeichnis

- [1] Bé M.-M., Chisté V., Dulieu C., Mougeot X., Chechev V.P., Kondev F., Nichols A., Huang X., Wang B.: Monographie BIPM-5, Table of Radionuclides (Vol. 7 – A = 14 to 245). BIPM, 2013. Daten online verfügbar unter http://www.nucleide.org/DDEP_WG/DDEPdata.htm (abgerufen am 29.07.2016).
- [2] Brenner W.: Grundlagen und Technik der Radiosynoviorthese. *Der Nuklearmediziner* 29 (2006), 5-14.
- [3] Farahati J., Reiners C., Fischer M., Mödder G., Franke C., Mahlstedt J., Sörensen H.: Leitlinie für die Radiosynoviorthese. Deutsche Gesellschaft für Nuklearmedizin 1997. <http://www.nuklearmedizin.de/leistungen/leitlinien/html/radiosynoviorthese.php> (abgerufen am 29.07.2016).
- [4] Conzelmann B., CIS Bio GmbH, Persönliche Mitteilung.
- [5] Hilgard P., Müller S., Hamami M., Sauerwein W.S., Haberkorn U., Gerken G., Antoch G.: Selektive interne Radiotherapie (Radioembolisation) und Strahlentherapie beim HCC – Stand und Perspektiven. *Z Gastroenterol* 47 (2009), 37-54.
- [6] <http://www.leberkrebstherapie.org/press/zahlen-und-fakten> (abgerufen am 29.07.2016).
- [7] BTG International: TheraSphere™ Yttrium-90-Mikroglassperlen Gebrauchsanleitung.
- [8] Metyko J., Erwin W., Poston J., Jimenez S: ^{90}Sr Content in ^{90}Y -labeled SIR-Spheres and Zevalin. *Health Phys.* 107 Suppl. 3 (2014), S177-S180.
- [9] Metyko J., Williford J.M., Erwin W., Poston J., Jimenez S.: Ling-lived Impurities of ^{90}Y -labeled Microspheres, TheraSphere and SIR-Spheres, and the Impact on Patient Dose and Waste Management. *Health Phys.* 103 Suppl. 3 (2012), S204-S208.
- [10] Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 38, S. 1714, BGBl. I 2002, Nr. 27, S. 1459), zuletzt geändert durch Artikel 5 der Verordnung vom 27. April 2016 (BGBl.I 2016, Nr. 20, S. 980).
- [11] Day D.E., Ehrhardt G.J. (Erfinder), University of Missouri (Inhaber): Glass Microspheres. United States Patent # 4,789,501, 6. Dezember 1988.
- [12] National Nuclear Data Center: Evaluated Nuclear Structure Data File (ENSDF) Search and Retrieval. Brookhaven National Laboratory, <http://www.nndc.bnl.gov/ensdf/> (abgerufen am 29.07.2016).
- [13] Harvey M., Mobbs S., Cooper J., Chapuis A.M., Sugier A., Schneider T., Lochard J., Janssens A.: Principles and Methods for Establishing Concentrations and Quantities (Exemption values) Below which Reporting is not Required in the European Directive. Radiation Protection 65, Commission of the European Communities 1993, Doc. XI-028/93.

[14] Roy J., McMahon M., Gilmore D.: Residual syringe activity: Is there a need for concern? J Nucl Med. 51 (2010) Supplement 2: 2111.

VERFAHRENSKOMBINIERTE FREIGABEMESSUNG AKTIVierter BESCHLEUNIGERTEILE

CLEARANCE MEASUREMENTS ON ACTIVATED PARTS OF ACCELERATORS BY COMBINED METHODS

S. Jansen¹⁾, W. Enghardt²⁾, S. Friedemann¹⁾

¹⁾ VKTA Dresden, Deutschland

²⁾ OncoRay, C.G. Carus Technische Universität Dresden, Deutschland

Zusammenfassung

Bei Freigabe von Stoffen gemäß § 29 StrlSchV muss die vorhandene Aktivität der Masse und, sofern vorhanden, der Oberfläche gegenüber gestellt werden. Um Aktivierungen nicht übermäßig konservativ zu bewerten, ist oft eine Kombination mehrerer Messverfahren nötig: Zur Freigabe von Kollimatoren eines medizinischen Protonenbeschleunigers im Energiebereich bis 200 MeV musste neben der Bestimmung des Nuklidvektors die energetisch und geometrisch zutreffende Kalibrierung versuchsbasiert bestimmt werden. Die Freigabe erfolgt durch die Kenntnis der Aktivitätsverteilung im Gebinde, des gammaspektrometrisch überprüften Nuklidvektors und des Ergebnisses der gesamtzählenden Detektoren der Freimessanlage.

Teile medizinischer Elektronenbeschleuniger werden durch Kombination o. g. Verfahren und In-situ-gammaspektrometrischer Bewertung freigegeben.

Aktivierete und zugleich kontaminierte Bleisteine wurden durch Fluenzmessungen, Probenmessungen im Labor, In-situ-Gammaspektrometriem und Wischproben freigegeben.

Summary

The process of clearance of radioactive materials according to § 29 StrlSchV contents the comparison of activity to mass and surface of the material. To avoid a borderless assessment of activity of activation it is often necessary to use combined measurement methods:

For clearance of collimators of a medical proton accelerator (energy range up to 200 MeV) it needs to know the nuclide composition. The energetical and geometrical calibration was fixed by experiments. The clearance based on measurements of activity distribution, gammaspectroscopy verification of nuclid composition and gamma-counting detectors.

Parts of medical electron-accelerators achieved its clearance by combination of above-mentioned methods and in-situ-gammaspectroscopy.

Activated and contaminated lead stones achieved its clearance by measurements of fluence, laboratory evaluation of samples, in-situ-gammaspectroscopy and wipe tests.

Schlüsselwörter *Aktivierung, Freimessanlage, gammaspektrometrisch, Beschleuniger*
Keywords *activation, clearance measurement plant, gammaspectroscopy, accelerator*

1. Einleitung

Die Freigabe von Stoffen erfolgt gemäß § 29 StrlSchV. Dabei muss die vorhandene Aktivität der Masse und, sofern eine feste Oberfläche vorhanden ist, der Oberfläche gegenüber gestellt werden. Liegt die Aktivität in Form von Oberflächenkontamination (OFK) vor, sind Freimessung und Bewertung mit dem Ziel der Freigabe vergleichsweise einfach. Liegt die

Aktivität in Form von Volumenkontaminationen bspw. aus Aktivierung vor, sind die korrekte Durchführung der Freigabemessung und die Bewertung der Ergebnisse anspruchsvoller.

Die Freimessung aktivierter Teile muss durch Kombination aus Verfahren, die die Oberfläche beproben und Verfahren, die das Volumen bewerten, erfolgen. Oft ist zur Bestimmung der Aktivierung die Kombination mehrerer Messverfahren zur abdeckenden, aber nicht übermäßig konservativen Bewertung unerlässlich. Nachfolgend werden typische Messverfahren beschrieben und anhand von Beispielen deren Kombinationsmöglichkeiten erläutert.

2. Grundsätzliche Vorgehensweise zur Bewertung von Aktivierungen

Liegen Aktivierungen vor, entfällt oftmals die Möglichkeit des Einsatzes von Direktmessverfahren zur Ermittlung der OFK. Die Freimessung muss durch eine Kombination aus Verfahren, die die Oberfläche beproben und Verfahren, die das Volumen beproben bzw. bewerten, erfolgen.

Während die OFK leicht mittels Wisch- oder Kratzprobenahme zu bestimmen ist, ist die korrekte Volumen-Aktivitätsbestimmung anspruchsvoller: Der Grad der Aktivierung ändert sich meist mit zunehmender Tiefe im Material. Abhängig von der Art und dem Energiespektrum der Strahlung, die die Aktivierung hervorruft, sowie der Materialart ergeben sich über die Tiefe verschiedene Aktivierungsfunktionen. Das Aktivierungsmaximum kann nah an der Oberfläche oder in der Tiefe des Gegenstandes liegen. Gab es mehrere Teilchenquellen oder war das zu bewertende Teil beweglich eingebaut, ist von einer Überlagerung der einzelnen Aktivierungsprozesse über die Eindringtiefe und somit einer komplexen Aktivierungsverteilung mit ggf. mehreren Aktivierungsmaxima auszugehen.

3. Freimessverfahren und Freigabe

Am Forschungsstandort Rossendorf ist die Freigabe nach § 29 StrlSchV in den Genehmigungen des Helmholtz-Zentrums Dresden-Rossendorf (HZDR) bzw. dem allgemeingültigen Freigabebescheid des VKTA – Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e. V. (VKTA) geregelt und durch die Strahlenschutzanweisung 23 sowie eine Vielzahl von Fach- und Messanweisungen untersetzt. Im Zuge der Freimessung sind Gegenstände hinsichtlich ihrer spezifischen Aktivität und, sofern eine feste (im Sinne einer messbaren) Oberfläche vorliegt, auch hinsichtlich der OFK zu bewerten. Für Freimessungen am Forschungsstandort Rossendorf stehen vor allem folgende Messverfahren zur Verfügung:

Ermittlung der OFK mittels OFK-Monitor oder Wischprobenahme

Bestimmung der spezifischen Aktivität durch Messung der Zählrate in abgeschirmten Messplätzen (Probenwechsler und Low-Level-Messplätze)

Materialprobenahme mit Laboranalytik (γ -Spektrometrie, α -Spektrometrie, α/β -Gesamtzählung, Flüssigszintillationszählung (LSC), (Ultra-/)Low-Level-Strontium-Analytik, Massenspektrometrie mit induktiv gekoppeltem Plasma (ICP-MS)

In-situ-Gammaspektrometrie mit In Situ Object Counting Systems (ISOCS)-Modellierung γ -gesamtzählende Messung in einer der Freimessanlagen (FMA), einschließlich Tomogramm der Aktivitätsverteilung und γ -Spektrometrie zwecks Kontrolle des Nuklidvektors

Insbesondere aktivierte Metallteile stellen bei der Freimessung eine Herausforderung dar:

- Oftmals ist die genaue Zusammensetzung der Legierung unbekannt. Für die Ermittlung von Aktivierungsnukliden kann die Kenntnis der in Spuren vorhandenen Materialienbedeutsam sein, um abschätzen zu können, ob daraus durch Aktivierungsprozesse zum Zeitpunkt der Freimessung zu berücksichtigende Radionuklide entstanden sein können.
- Die Kenntnis des genauen früheren Einbauorts des Teils ist von Bedeutung, da sich daraus in vielen Fällen Hinweise auf Aktivierungsmaxima und -verläufe über die Materialtiefe ableiten lassen.
- Bei Beschleunigerteilen stellt sich oft die Herausforderung, dass einige Betriebsparameter (Strahlstrom, Energie des Strahls, Betriebsstunden) ungenau dokumentiert sind.

Für die Freigabebewertung gibt es zwei Ansätze, bei denen sich Aufwand und Freigabeerfolg jeweils entgegengesetzt gegenüber stehen:

- 1) Bewertung des Freigabeobjekts mit dem höchsten innerhalb einer Mittelungsmasse ermittelten Wert der spezifischen Aktivität → Methode mit geringerem Aufwand als bei 2), jedoch kann durch die Überschätzung oftmals die Freigabefähigkeit nicht nachgewiesen werden, oder es muss ein „schlechterer“ Freigabepfad beschritten werden.
- 2) Ermittlung der Aktivierungsverteilung im zu betrachtenden Volumen → im Vorfeld entweder komplexere Berechnungsverfahren oder umfassendere Probenahmen nötig, aber deutlich größerer Freigabeerfolg durch geringe Überschätzung der Aktivität.

Am Forschungsstandort Rossendorf werden Teile aus dem Rückbau von Reaktoren, (bspw. Rossendorfer Forschungsreaktor), wissenschaftlicher oder medizinischer Beschleuniger sowie deren Prozessabfälle freigemessen. Des Weiteren werden einige der Verfahren zur Bewertung kontaminierter Laborabfälle eingesetzt, die mit Strahlern kontaminiert sind, die eine zur Messung in FMA ungeeignet niedrige Energie der Gammastrahlung besitzen. Dazu kommen vor allem folgende Kombinationen von Freimessverfahren zum Einsatz, um aktivierte Teile oder Strukturen zu bewerten:

- tiefengestaffelte Probenahme mit anschließender Laboranalytik in Kombination mit
 - o γ -gesamtzählender Messung in der FMA nebst Erstellung eines Tomogramms und Aufnahme des Gammaskpektrums des Gesamtgebindes
 - o In-situ-Gammaskpektrometrie
- Messung in der FMA nebst Erstellung eines Tomogramms kombiniert mit In-situ-Gammaskpektrometrie ohne Probenahme
- Ermittlung der Aktivierungsverteilung durch Berechnung (MC-Modellierung), Verifizierung durch eines oder mehrere der eingangs genannten Freimessverfahren
- Ermittlung der Fluenz an der Oberfläche des Freigabeobjekts, Bestimmung der spezifischen Aktivität durch tiefengestaffelte Probenahme an erkannten Maxima, dadurch Rückschluss auf Gesamtaktivität möglich
- Ermittlung der Fluenzverteilung an dünn-schichtig gefüllten Gebinden mittels handgeführten Monitoren und In-situ-Gammaskpektrometrie unter Definition des ISOCS-Geometriemodells durch die Verteilungsinformationen aus der Fluenzmessung

4. Beispiele

4.1 Freigabe von Kollimatoren medizinischer Hochenergie-Beschleuniger



An der Universitäts-Protonen-Therapie Dresden (UPTD) kommen im Zuge der Protonentherapie Messingkollimatoren zum Einsatz, die Strahlenergien bis zu 225 MeV ausgesetzt waren.

Die Bestrahlungsbedingungen (Teilchenart, -energie, Einstrahlrichtung) sowie die grundsätzliche Materialzusammensetzung (Kupfer, Zink und Blei) sind dabei bekannt. Daraus lassen sich Aktivierungsprodukte berechnen [1] und deren relativen Anteil an der spezifischen Aktivität, geordnet nach ihrem Aktivitätsanteil nach Bestrahlungsende (siehe Tab. 4-1).

Abb. 4-1: Messingkollimator aus der Protonentherapie an der UPTD

An einer das Spektrum der typischen Bestrahlungsenergien abdeckenden Auswahl an Kollimatoren wurde u. a. die Nuklidzusammensetzung untersucht. Dabei zeigte sich die in Tabelle 4-2 dargestellte Nuklidzusammensetzung. Aktivitätsanteile $< 10^{-4}$ wurden dabei nicht berücksichtigt.

Tab. 4-1: Aktivierung von Messingkollimatoren nach 30 Bestrahlungsfractionen á 180 cGy mit Protonen der Maximalenergie 200 MeV nach 40 Tagen Abklingzeit [2]

Nuklid	Anteil	Halbwertszeit
V-48	1,2 %	15,97 d
Cr-51	6,9 %	27,70 d
Mn-54	4,7 %	312,30 d
Fe-55	3,6 %	2,73 a
Co-56	16,4 %	77,27 d
Co-57	20,9 %	271,79 d
Co-58	24,7 %	70,86 d
Zn-65	14,3 %	244,26 d
Bi-205	2,1 %	15,31 d

Tab. 4-2: Gemittelte Nuklidzusammensetzung der untersuchten vier Messingkollimatoren nach 0,5 a Abklingzeit

Nuklid	Anteil
Cr-51	0,2 %
Mn-54	5,2 %
Fe-55	6,7 %
Fe-59	0,3 %
Co-56	6,3 %
Co-57	27,6 %
Co-58	26,3 %
Co-60	1,4 %
Zn-65	26,2 %

Nach Kenntnis des Nuklidvektors wurden Testmessungen in der FMA RTM 642 durchgeführt, um ein konservativ abdeckendes Kalibriernuklid und ein konservativ abdeckendes Kalibriermodell im Sinne des Geometriemodells bestimmen zu können. Dabei war jeweils maßgeblich, dass das Kalibriernuklid sowie die Geometriekalibrierung nur in dem Maße wie unbedingt erforderlich konservativ sind.

Die Vergleichsmessungen an einem mit Kollimatoren einschichtig belegten Gebinde (PE-Box 500 l) zeigten, dass der Unterschied der Kalibrierfaktoren zwischen Punktkalibrierung und

(volumen-)homogener Kalibrierung bei nur etwa 10 % liegt. Aufgrund der dem Freimessprozess innewohnenden unvermeidlichen, deutlich größeren Konservativitäten wurde hier das konservativere Kalibriermodell der homogenen Kalibrierung als das zur Freimessung zu verwendende ausgewählt.

Zur Wahl des zutreffenden Kalibriernuklids wurde zunächst die „Gammaquantenausbeute“ verglichen. Aus Zerfällen des in Tab. 4-1 angegebenen Nuklidgemisches resultieren 1,02 Gammaquanten pro Sekunde. Die Anzahl der Gammaquanten pro Zerfall der infrage kommenden Kalibriernuklide ist in Tabelle 4-3 dargestellt.

Die Nuklide Co-57, Co-58 und Zn-65 emittieren im messempfindlichen Bereich der FMA RTM 642 Gammaquanten, deren energetischer Median nahe der Gammaenergie des Cs-137+ (662 keV) liegt. Es zeigt sich, dass die höchsten und damit konservativsten Aktivitätswerte bei Ba-133 ermittelt werden (siehe Tabelle 4-3).

Nuklid	Anzahl γ pro Zerfall	relative Aktivität
Co-60	2,00	41 %
Cs-137+	0,97	96 %
Ba-133	2,55	100 %
Eu-152	2,19	54 %

Tab. 4-3: Gammaquanten pro Zerfall der infrage kommenden Kalibriernuklide der FMA RTM 642 sowie mit Hilfe des jeweiligen Kalibriernuklids ermittelte relative Aktivität (im Bezug zur maximal ermittelten Aktivität)

Ba-133 emittiert 2,55 Gammaquanten pro Zerfall, während das durch den Nuklidvektor abgebildete Nuklidgemisch 1,02 Gammaquanten pro Zerfall emittiert. Damit ist es neben der o. g. energetischen Ähnlichkeit auch von der Quantenemission dem Cs-137+ mit 0,97 Quanten pro Zerfall vergleichbar, weswegen Cs-137+ als Kalibriernuklid verwendet wird.

Im Zuge der Freimessung wird anhand des Tomogramms der FMA und ggf. von Fluenzmessungen mittels tragbaren gammaempfindlichen Monitoren die räumliche Aktivitätsverteilung geprüft. Die parallel zur Freimessung in der FMA durchgeführte Gammaskopimetrie ermöglicht die Überprüfung des angenommenen Nuklidvektors. Anhand dieser Ergebnisse lässt sich die Freigabeentscheidung treffen.

Damit wurde eine Methode entwickelt, um mittels etablierter Freimessverfahren rationell Messing-Kollimatoren freizumessen und, sofern es das Ergebnis der Freimessung erlaubt, das wertvolle Material der Kollimatoren wieder dem Wirtschaftskreislauf zuzuführen.

4.2 Freigabe von Bauteilen medizinischer Beschleuniger

Wie im Kapitel 4.1 geschildert ist vor einer Messung die Ermittlung der Nuklidzusammensetzung unerlässlich. Besonders für metallische Komponenten stellt die Gammaskopimetrie hier das Mittel der Wahl dar, da sie die Mehrheit der infrage kommenden Nuklide (vor allem Cr-51, Mn-54, Co-57, Co-60) erfassen kann. Ni-63 ist jedoch nicht und Fe-55 nur sehr schlecht gammaskopimetrisch erfassbar, weswegen hier eine Flüssigszintillationsmessung nach eventueller radiochemischer Abtrennung anderer Aktivierungsprodukte erforderlich ist.

Handelt es sich um Kabel mit PVC-Mantel, kann eine radiochemische Analytik von Cl-36 erforderlich sein. Vorteilhaft für die Bewertung ist, dass die einen höheren Analysenaufwand

erfordernden Nuklide Fe-55 und Ni-63 durch ihre mit 200 bis 300 Bq/g (StrlSchV Anlage III Tabelle 1 Spalte 5) vergleichsweise hohen Freigabewerte eine geringe Freigaberelevanz im Sinne der Ausschöpfung der Freigabewerte besitzen und damit oft mit einem Maximalwert bedacht oder sogar StrlSchV Anhang IV Teil A 1. e) folgend abgeschnitten werden können.

Die Freimessung erfolgt anhand des bei einer Messung in der FMA RTM 642 gewonnenen Tomogramms (siehe Abbildungen 4-2 und 4-3) kombiniert mit In-situ-Gammaspektrometrie zur Ermittlung der nuklidspezifischen Aktivität und nur wenigen bzw. bei ausreichendem Abstand zum Freigabewert ohne weitere Probenahmen. Nicht gammaspektrometrisch erfassbare Nuklide werden anhand von gammastrahlenden Schlüsselnucliden berechnet. Eine alleinige Entscheidungsmessung mittels FMA wurde hier nicht favorisiert, da der Aufwand zur Anpassung der Kalibrierung für jedes Messgebilde aufgrund der Schwankungen des Nuklidvektors zu hoch ist. Für die In-situ-Gammaspektrometrie stellt das jedoch kein Problem dar.

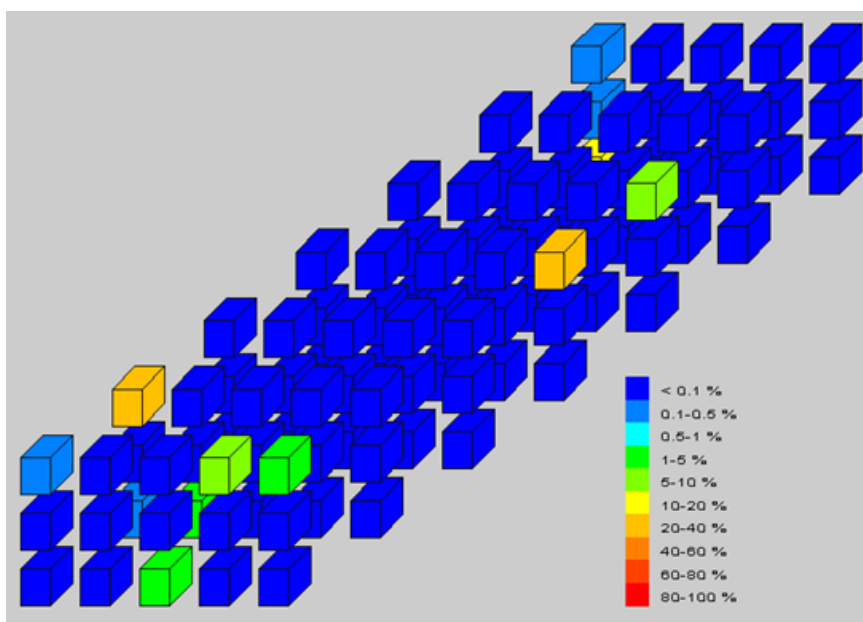


Abb. 4-2: Tomogramm der Messung von

aktivierungsverdächtigen Kabeln medizinischer Beschleunigern in der FMA RTM 642 des VKTA; farbskaliert dargestellt ist die relative Aktivitätsverteilung einzelner Volumenelemente im Gebinde

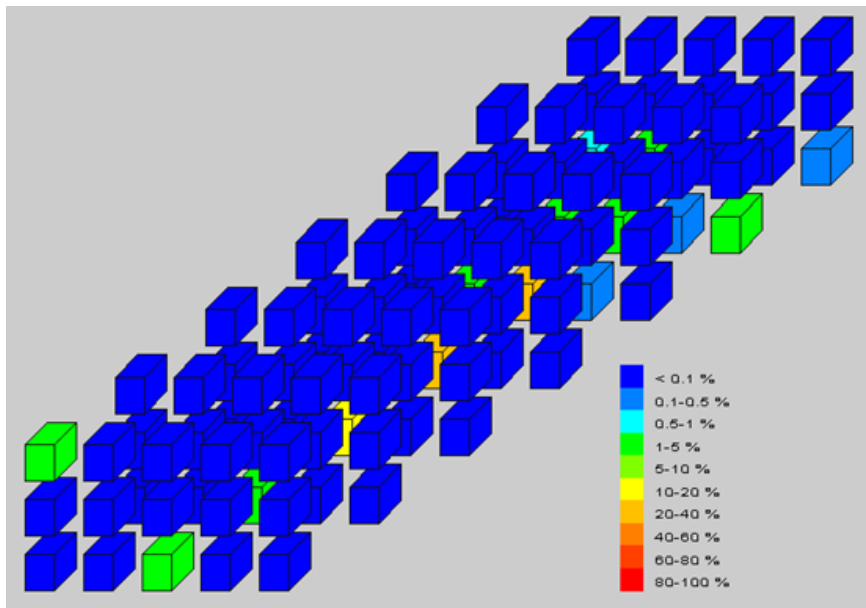


Abb. 4-3:
wie Abb. 1, jedoch
Messung von
Komponenten des
Multi-Leaf-Kollimators
Die Anzahl der
erforderlichen In-situ-

gamaspektrometrischen Messungen wird auf Basis der tomografisch ermittelten Informationen festgelegt. Voraussetzung ist, dass die Teile zerlegt und weitgehend „einschichtig“ vorliegen, das heißt keine massiven Teile andere Teile überdecken und damit davon ausgehende Gammastrahlung abschirmen. Die Kontrolle dessen erfolgt visuell vor Messbeginn. Ein typisches Gebinde mit abgebauten Komponenten medizinischer Beschleuniger zeigt Abb. 4-4.

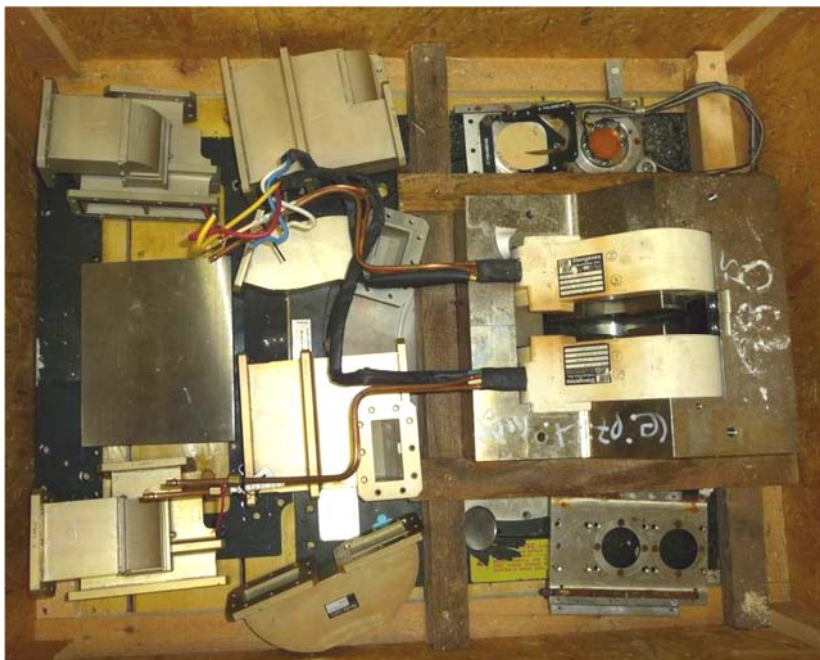


Abb. 4-4: typische freizumessende Komponenten eines zerlegten medizinischen Beschleunigers (aus [3])

Bei der überwiegenden Anzahl der Gebinde wurden zwei Messungen mittels In-situ-Gamaspektrometrie pro Gebinde ausgeführt, bei einigen vier.

Die Multi-Leaf-Kollimatoren bestehen aus einer Wolframlegierung. In medizinischen Beschleunigern sind vorwiegend Edelstähle strahlennah verbaut. Die Reststoffe wiesen Lagerzeiten von bis zu einigen Jahren auf. In den Reststoffen wurden zum Zeitpunkt der Freimessung demnach vor allem Mn-54, Fe-59, Co-60 und W-181 gamma-spektrometrisch identifiziert.

4.3 Freigabe von aktivierten Bleisteinen

Bleisteine finden oftmals als ortsveränderlich einsetzbare Abschirmmittel Verwendung. Neben der Aktivierung in der Nähe von Beschleunigern kann eine Kontamination aus nebengelagertem Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen in Labors oder in Form von Beschleunigertargets ebenso wenig ausgeschlossen werden wie eine Kontamination durch Abrieb aktivierter Komponenten. Im Freigabeverfahren muss folgerichtig neben der Volumenaktivität auch die OFK bewertet werden. Der Nuklidvektor des Bleisteins kann demzufolge aus teils gegensätzlichen Nuklidzusammensetzungen der OFK und der Volumenaktivierung bestehen.

Zu Beginn sind Probenahmen erforderlich, die die Nuklidzusammensetzungen der OFK und der Volumenaktivierung ermitteln. Der Einsatz einer FMA ist nicht möglich, da die Messung von Blei durch die derzeit vorliegenden Kalibriermodelle nicht abgedeckt ist. Die Voruntersuchung bezüglich der Freigabefähigkeit des einzelnen Bleisteins kann je nach Nuklidvektor mittels Messung der Fluenz unter Verwendung von gammaempfindlichen OFK-Monitoren durchgeführt werden. Die Freimessung erfolgt auf Basis von Probenahmen auf der Oberfläche und im Volumen bzw. mittels per In-situ-Gamma-spektrometrie festgestellten nuklid-spezifischen Aktivitäten unter Berechnung der nicht gamma-spektrometrisch erfassbaren Nuklide.

Unerwartet hoch stellte sich die Aktivierung von zur Abschirmung des Targets der sogenannten Elektronen-Positronen-Quelle (EPOS) eingesetzten Bleisteinen dar (siehe Abb. 4-5). Sie enthielten Antimon.

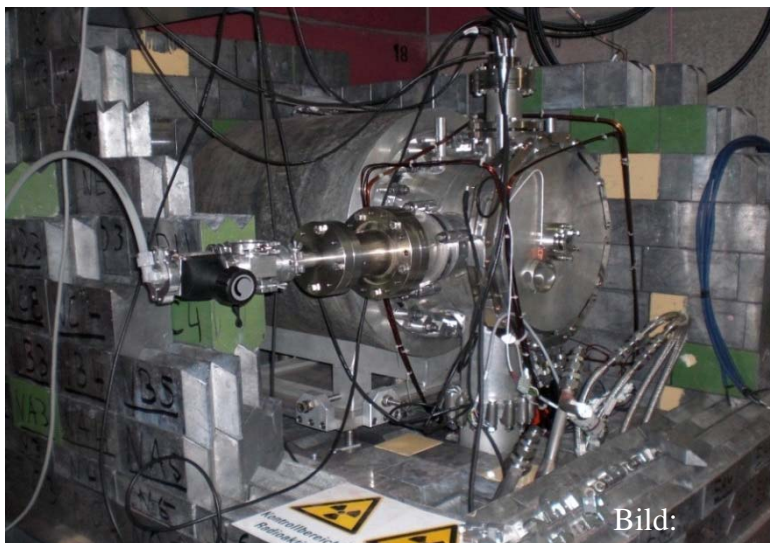


Abb. 4-5: Blick auf das Target der EPOS-Quelle mit seiner aus Bleisteinen bestehenden Abschirmung

Vom Wolfram-Target des EPOS gehen Brems- und Neutronenstrahlung aus. Dadurch werden Aktivierungsprozesse ausgelöst. Es entstanden vor allem die Aktivierungsprodukte Sb-122 und Sb-124. Der summarische Aktivitätsanteil beider Antimonisotope wurde bei der In-situ-Gammaspektrometrie mit 96 % bestimmt. Bei Labor-Gammaspektrometrien an Materialproben lag er bei 63 bis 100 % (die spezifische Aktivität lag bei einigen Bq/g). Basierend auf den geringen Halbwertszeiten des Antimons (Halbwertszeit Sb-124: 60 d) konnte die Freigabefähigkeit durch entsprechende Lagerzeiten hergestellt werden.

5. Literatur

- [1] „Pitfalls of tungsten multileaf collimator in proton beam therapy“, Vadim Moskvina, Chee-Wai Cheng and Indra J. Das, Medical physics, Vol. 38, No. 12, Dezember 2011
- [2] KS 10/2016 „Messung der Aktivierung von Kollimatoren und Kompensatoren aus der Protonentherapie“, S. Bartel, S. Jansen, M. Kaden, VKTA, April 2016
- [3] Annahmedokumentation zur Messkampagne, STEP Sensortechnik und Elektronik Pockau GmbH, Februar 2016

MODELLIERUNG VON URANEINTRÄGEN AUS DÜNGERN UND IHR VERBLEIB IM BODEN

MODELLING OF URANIUM INPUTS AND ITS FATE IN SOIL

M. Achatz¹⁾, L. Urso²⁾

¹⁾Bundesamt für Strahlenschutz, Köpenicker Allee 120-130, 10318 Berlin

²⁾ Bundesamt für Strahlenschutz, Ingolstädter Landstr. 1, 85764 Oberschleißheim

Zusammenfassung

87% der mineralischen Phosphordünger werden aus Gesteinen sedimentären Ursprungs gewonnen, die meist Schwermetalle, wie Uran enthalten. Das Lösungs- und Migrationsverhalten von Uran ist neben seinem Redoxpotential, sowohl von den vorliegenden pH-Verhältnissen als auch der Quantität und Qualität potentieller Liganden abhängig. Außerdem spielen vorliegende Bodenkompimente wie Tonminerale, pedogene Oxide und organische Bodenbestandteile eine wichtige Rolle bei Sorptionsprozessen. Um ein detailliertes Speziationsmodell von Uran im Boden erstellen zu können, müssen zahlreiche chemische und physikalische Parameter eingebunden werden, um aussagekräftige K_D -Werte bestimmen und Sorptionsprozesse darstellen zu können. Das von Hormann und Fischer entwickelte Modell diente unter Verwendung des Programms PhreeqC als Grundlage für die Modellierung der Mobilität von Uran im Boden. Die Verwendung realer Boden- und Bodenwassermessungen konnte dazu beitragen, Faktoren und Prozesse zu identifizieren, die eine besondere Rolle bei der Mobilität von Uran im Boden unter möglichst realen Bedingungen spielen. Außerdem kann abgeschätzt werden, ob weitere Aussagen über die Uranmigration im Boden auf Grundlage einer PhreeqC-Modellierung gemacht werden können. Die Modellierung von Uraneinträgen und der weitere Verbleib im Boden kann helfen die durch Menschen verursachten oder geogen vorhandenen Uranquellen aufzuklären.

Summary

87 % of mineral phosphate fertilizers are produced of sedimentary rock phosphate, which generally contains heavy metals, like uranium. The solution and migration behavior of uranium is apart from its redox ratio, determined by its pH conditions as well as its ligand quality and quantity. A further important role in sorption is played by soil components like clay minerals, pedogenic oxides and soil organic matter. To provide a preferably detailed speciation model of U in soil several physical and chemical components have to be included to be able to state distribution coefficients (K_D) and sorption processes. The model of Hormann and Fischer served as the basis of modelling uranium mobility in soil by using the program PhreeqC. The usage of real soil and soil water measurements may contribute to indentify factors and processes influencing the mobility of uranium under preferably realistic conditions. Additionally, the assessment of further predictions towards uranium migration in soil can be made based on a modelling with PhreeqC. The modelling of uranium inputs and its fate in soil can help to elucidate the human caused occurrence or geogenic origin of uranium in soil.

Schlüsselwörter Uran, Mobilität, Speziation, Modellierung, PhreeqC

Keywords uranium, mobility, speciation, modelling, PhreeqC

1. Einleitung

Fast 90% der mineralischen Phosphordünger werden aus sedimentären Phosphatgesteinen hergestellt, die depositions- und diagenesebedingt mehr Schwermetalle, darunter Uran, enthalten, als Apatite magmatischen Ursprungs [1]. Die Konzentration von Uran in phosphathaltigen Gesteinen schwankt zwischen 8-220 mg U/kg Rohmaterial. Während der Düngerherstellung können toxische Spurenelemente wie Uran in die phosphathaltigen Dünger übergehen, die dann auf landwirtschaftlich genutzte Böden aufgebracht werden. Die Urankonzentration der in Deutschland verwendeten Phosphatdünger variieren, folglich schwankt auch der jährliche Uraneintrag. Zusätzlich zum durch Düngemittel eingebrachten Uran enthalten die Böden unterschiedliche Hintergrundwerte an Uran. Die Menge des im Boden bereits vorhandenen Urans hängt von der Zusammensetzung des Bodenausgangsgesteins sowie den vorliegenden geologischen und pedologischen Prozessen ab. Neben dem Austrag durch Sickerwasser erfolgt ein kontinuierlicher, geringer Austrag von Uran durch die Aufnahme von Pflanzen und den Entzug durch deren Ernte.

Der Eintrag von Uran in den Boden bzw. die Mobilisierung des geogen vorhandenen Urans und der mögliche Transport im Boden wird durch eine Reihe bodenchemischer und -physikalischer Parameter bestimmt, die teilweise voneinander abhängen oder sich gegenseitig bedingen und die standort- sowie klimaabhängig sind. Das geochemische Verhalten von Uran wurde bereits ausführlich untersucht [2], allerdings gibt es immer noch wenige Informationen darüber, wie physikalisch-chemische Bodeneigenschaften und Prozesse die Uranspeziation beeinflussen.

Die chemische Speziation von Uran ist stark abhängig von der Bodenzusammensetzung und dem pH-Wert. Die pH-Bedingungen beeinflussen einerseits die Ladungssituation von Bodenaustauschern mit variablen Ladungsträgern und andererseits die Uran-Speziiierung in der Bodenlösung. Bei pH-Werten <5 dominieren in Sorptionsversuchen zweifach positiv geladene UO_2^{2+} -Ionen die Uran-Speziiierung [3]. Da mit sinkendem pH-Wert die Kationenaustauschkapazität (KAK) von Böden abnimmt, steigt die Verfügbarkeit von Uran deutlich an. Im leicht sauren bis neutralen pH-Bereich ist die Uran-Speziiierung je nach Anwesenheit und Konzentration anorganischer Liganden sehr variabel. Das Uranylion hydrolysiert und bildet eine Vielzahl möglicher wässriger Hydroxidkomplexe. Im pH-Bereich zwischen 6 und 10 ist Uran in drei stabile Komplexe unterteilt: die sauren Biphosphate, Bicarbonat und Tricarbonat [4]. Generell ist die Sorption in diesem pH-Bereich sehr hoch, weist aber aufgrund der unterschiedlichen Uran-Spezies eine sehr hohe Variabilität in natürlichen Systemen auf. Bei neutralen bis alkalischen pH-Werten dominieren Uranyl-Karbonat-Komplexe [5], die eine sehr hohe Löslichkeit haben und damit die Uran-Verfügbarkeit deutlich erhöhen. An der Mobilität von Uran im Boden ist eine Vielzahl an Sorptionsmechanismen beteiligt. Es interagiert mit allen Bestandteilen der Bodenmatrix, darunter Tonminerale, Aluminium- und Eisenoxide, organische Stoffe und Mikroorganismen. Das UO_2^{2+} sorbiert an negativ geladene Oberflächen von Tonmineralen, Sesquioxiden und organischen Bestandteilen. Durch die Abgabe von Protonen werden mit steigendem pH mehr negativ geladene Bindungsstellen an Mineraloberflächen verfügbar. In der Darstellung von Sorptionsvorgängen spielen dabei die sogenannten Distributionskoeffizienten (K_D -Werte) eine wichtige Rolle, die ein Maß für die Verteilung des betreffenden Radionuklids zwischen fester und flüssiger Phase darstellen. Die Verteilungskoeffizienten hängen sehr stark von den jeweiligen Bodenparametern ab [6]. Es ist daher wichtig, die im Boden stattfindenden physikalisch-chemischen Prozesse möglichst genau nachzuvollziehen, um Speziation und Distributionskoeffizienten für Uran unter verschiedenen Bedingungen abschätzen zu können. Zur Modellierung der Speziation und Sorption von Uran wurde das Programm PhreeqC verwendet [7]. Das Programm kann eine Vielzahl geochemischer Prozesse simulieren, darunter Gleichgewichtsreaktionen zwischen Wasser und Mineralen, Ionenaustauschern,

Oberflächenkomplexen, Mischkristallen und Gasen. Zur Modellierung werden zahlreiche Parameter aus dem Boden und der Bodenlösung benötigt, darunter z.B. pH-Wert, Dichte und Porosität, Angaben zu Konkurrenzionen, Zusammensetzung der Bodenmatrix sowie den Gehalt an organischer Substanz. Die benötigten Bodenparameter wurden aus einer bereits vorhandenen Studie entnommen, in der zwei Standorte eine ausreichende Datenbasis liefern konnten [8]. Für die Standorte Brandis und Hilbersdorf wurde jeweils für die Ober- und Unterböden eine PhreeqC-Modellierung erstellt, die insbesondere die für die Verteilung von Uran im Boden entscheidende Kompartimente Fe- und Al-Hydroxide, Ton sowie organische Substanz beinhaltet. Es wurde versucht, möglichst alle wichtigen, und sich z.T. gegenseitig bedingenden Faktoren, die die Mobilität von Uran und die Migration im Boden bis hin zum Grundwasser beeinflussen, in die Modellierung mit einzuschließen.

2. Material und Methoden

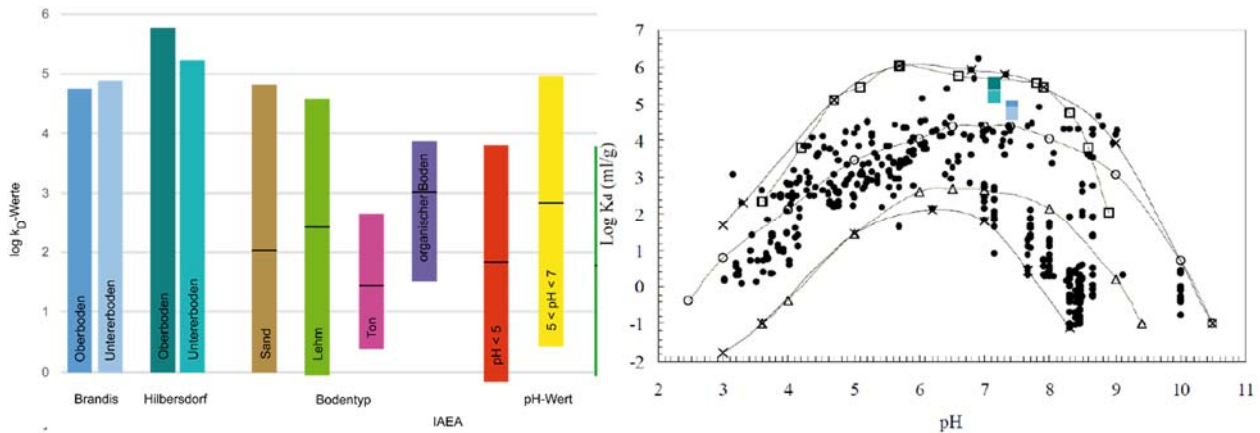
Die Studie [8] wurde ausgewählt, weil sie relative detaillierte Messdaten, sowohl der Bodenlösung als auch des Bodens selbst, sowie eine Auswahl unterschiedlicher Standorte enthält. Es wurden die Standorte Brandis und Hilbersdorf ausgewählt, da dort die vollständigsten Daten aufgenommen wurden, darunter hinreichend genaue Angaben zur Bodenlösung und fast alle benötigten Bodenparameter. Das Erstellen eines Speziationsmodells erfolgte in mehreren Schritten. Zunächst wurde eine Datenbasis ausgewählt, die alle relevanten chemisch-physikalischen Reaktionskonstanten enthält (hier: NAGRA). Danach erfolgte eine Auswahl und Charakterisierung der zu modellierenden Böden und das Erfassen der wichtigsten Bodeneigenschaften (z.B. Dichte, Porosität, c_{org} -Gehalt, pH, KEK, Bodenfraktionen) sowie eine detaillierte Erfassung von Daten der Bodenlösung (z.B. pH, pe, Ionenzusammensetzung, gelöste organische Stoffe (DOM)), welche aus der oben genannten Studie entnommen oder auf Grundlage der vorhandenen Daten berechnet wurden. Außerdem musste eine umfangreiche Berechnung von Bindungsstellen (für Tonminerale, Oxide, ortsfeste und lösliche Huminstoffe) erfolgen, die in die Modellierung als wichtige Parameter berücksichtigt werden und die es ermöglichen, komplexe Sorptionsvorgänge im Boden einzubeziehen. Es wurden dabei die Modelle von Bradbury und Baeyens [9] für Tonpartikel, das Modell von Dzombak und Morel [10] für die Sorption an oxalateextrahierbaren Fe- und Al-hydroxidpartikeln sowie zwei Modelle von Tipping [11] für die Sorption an ortsfester und gelöster organischer Substanz implementiert. Alle gemessenen und berechneten Eingangsparameter gingen in die Modelle für die jeweiligen Standorte sowohl für Ober- als auch Unterboden mit ein.

3. Ergebnisse und Diskussion

Der K_D -Wert kann als Maß für die Bioverfügbarkeit, z.B. von Radionukliden angesehen werden. Er berechnet sich aus dem Verhältnis der Gesamtkonzentration eines Stoffes in der festen Phase zur Phase in Lösung. Bei hohen K_D -Werten ist ein großer Teil des betreffenden Nuklids an eine Oberfläche gebunden, mit fallendem K_D -Wert steigt der in Lösung vorliegende Anteil und weist eine höhere Bioverfügbarkeit sowie Mobilität auf. K_D -Werte sind nuklidspezifisch und hängen von vielen Bodenparametern ab, darunter z.B. vom Bodentyp und pH-Wert, die Variabilität der Werte kann daher sehr hoch sein [12] (Abb. 1). Die berechneten $\log K_D$ -Werte für den Standort Brandis unterscheiden sich in Ober- und Unterboden kaum (Oberboden: 4,70; Unterboden: 4,76), für den Standort Hilbersdorf liegt der $\log K_D$ -Wert in der Modellierung des Oberbodens mit 5,78 deutlich höher als im Unterboden (5,24). Die Unterschiede zwischen den Standorten Brandis und Hilbersdorf lassen sich durch Unterschiede in den pH-Werten, sowie der Boden- und Bodenlösungseigenschaften erklären (Abb. 1). Die K_D -Werte beider Standorte liegen für die Modellierungen der Oberboden- und Unterbodendaten innerhalb der

Maximalwerte, die auf den Messwerten der IAEA [12] basieren, insgesamt liegen die modellierten Werte eher im oberen Bereich.

Abb. 1: Vergleichende Darstellung der $\log K_D$ -Werte [l/kg] der Standorte Brandis und



Hilbersdorf (Ober- und Unterboden) im Verhältnis zu gemittelten Messwerten der IAEA gliedert nach Bodentyp und pH-Wert

Das Sorptionsgleichgewicht wird durch Kationenaustausch- und Adsorptionsprozesse bestimmt. Mit steigender Ionenstärke werden sorbierte Uran-Ionen zunehmend durch andere Metallionen (z.B. Ca^{2+} , Mg^{2+} und K^{+}) von den Austauschern verdrängt und in Lösung gebracht [13]. Ab pH-Werten > 6 kommt es vermehrt zur Bildung stabiler, sehr gut löslicher Uranyl-Karbonat-Komplexe, die die Aktivität von Uran zusätzlich herabsetzen und die Lösungskonzentration erhöhen [7]. Uran kann an pedogene Oxide [14], Tonminerale [15] und organische Substanzen [16] adsorbieren. Die Adsorption an Tonminerale und organische Bodensubstanzen erfolgt durch Ionenaustausch oder Komplexierung mit funktionellen Gruppen (z.B. Carboxylgruppen) und nimmt jeweils mit zunehmender Konzentration des Bodenaustauschers zu. Die Anlagerung an organische Substanzen kann einerseits als Uran-Senke wirken, die Mobilität des Urans durch Transport gelöster organischer Substanzen aber auch erhöhen [14, 15]. Die US-EPA (1999) [16] folgerte zudem, dass die Adsorption an Eisen- und Manganoxiden die Uran-Lösungskonzentrationen stark herabsetzen kann und die Anlagerung zum Teil irreversibel erfolgt. Um abschätzen zu können, wie stark die gelösten organischen Stoffe sowie die einzelnen Bodenkompimente die Nuklidverteilung beeinflussen, ist im Folgenden der jeweilige Anteil des sorbierten Urans auf gelösten organischen Stoffen, ortsfesten Huminstoff, Fe-/Al-Oxide und Tonmineraloberflächen dargestellt (Abb. 2). Bei Uran spielt die Bindung an Oxide sowohl im Ober- als auch im Unterboden an beiden Standorten die größte Rolle. Es zeigt sich, dass, weitgehend unabhängig vom pH-Wert, ein Großteil des Urans sowohl im Ober- als auch im Unterboden an Al- und Fe-Oxide gebunden ist, was auch die Höhe der berechneten K_D -Werte erklären kann. Eine ebenfalls große Rolle spielt die Bindung an gelöste organische Stoffe. Die Bindung an Huminstoffe und Tonminerale spielt für die vorliegenden Böden – im Gegensatz zu anderen Bodenverhältnissen [19] – keine so wichtige Rolle. Betrachtet man die berechnete Speziation des gelösten Urans, so zeigt sich, dass der Großteil an gelöste organische Stoffe gebunden ist (DOMUO_2 und DOMUO_2^-) sowie lösliche Komplexe mit C gebildet wurden (Abb. 2b).

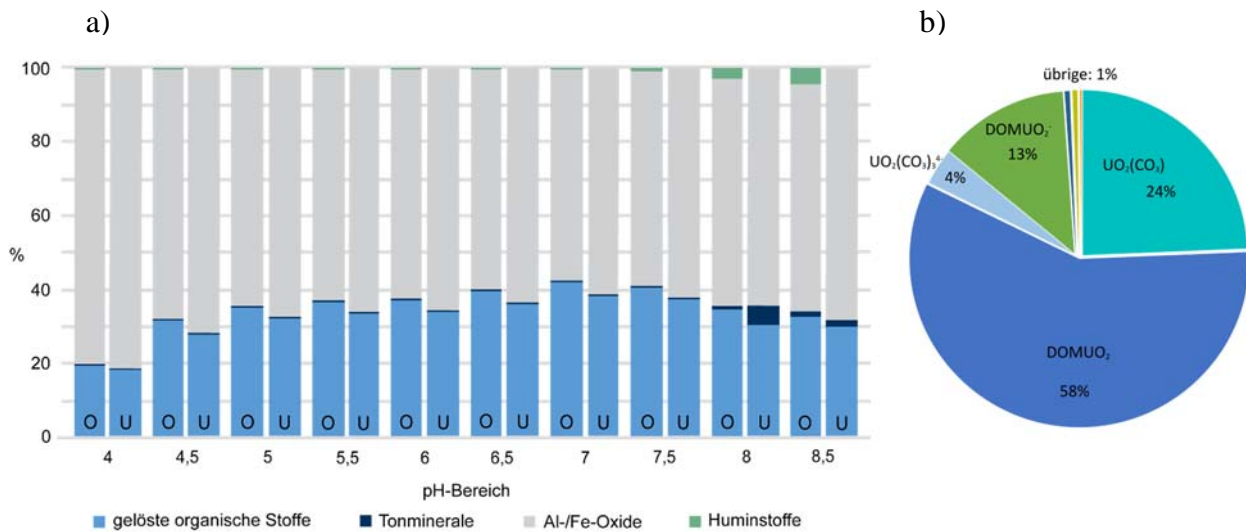


Abb. 2: a) Verteilung des Urans auf gelöste organische Stoffe und Feststoffoberflächen am Standort Brandis in Oberboden (O) und Unterboden (U) in Abhängigkeit vom pH (Modell) b) Übersicht über die Speziation des gelösten Urans im Oberboden

Neben der Spezierung von Uran und dessen Sorptionsverhalten unter möglichst realen Bedingungen wurden zudem Sensitivitätstests durchgeführt. Neben der bekannten starken Abhängigkeit des K_D -Werts konnte gezeigt werden, dass besonders der CO_2 -Druck, Dichte und Porosität, der DOM-Gehalt sowie die Menge an Fe- und Al-Oxiden einen großen Einfluss auf die K_D -Werte von Uran unter natürlichen Bodenbedingungen haben und sich auf die Mobilität und den Verbleib von Uran im Boden auswirken können. Es muss außerdem beachtet werden, dass sowohl geogen als auch düngerbürtiges Uran im Boden enthalten sein, und durch zusätzlichen Eintrag von Stoffen (z.B. N) eine Mobilisierung bereits fixierten Urans stattfinden kann [20].

Die Modellierung mit PhreeqC hat gezeigt, dass eine sehr detaillierte Kenntnis zahlreicher Boden und Bodenlösungsparameter nötig ist, um das Spezierungs- und Sorptionsverhalten von Uran möglichst genau einschätzen zu können. Ebenso müssen zahlreiche Berechnungen (z.B. von Bindungsstellen) erfolgen, die in die PhreeqC-Modellierung einfließen, weshalb eine schnelle Einschätzung mit dieser Methode nicht möglich ist. Eine Verknüpfung der PHREEQC-Modellierung mit weiteren Programmen, die eine räumliche Modellierung zulassen (z.B. PHAST) kann das Gesamtbild des Migrationsverhaltens von Uran vervollständigen.

4. Literaturverzeichnis

- [1] Van Kauwenbergh, S.J.: Cadmium and other minor elements in world resources of phosphate rock. Proceedings (400), International Fertiliser Society, UK, 1997
- [2] Fenton, B.R., Waite T.D.: A kinetic study of cation release from a mixed mineral assemblage: implications for determination of uranium uptake. Radiochimica Acta, 74, p. 251-256, 1996
- [3] Duff, M., Amrhein C.: Uranium (VI) adsorption on goethite and soil in carbonate solutions. Soil Science Society of America Journal, 60 (5), p. 1393-1400, 1996

- [4] Langmuir, D.: Uranium solution-mineral equilibria at low temperatures with applications to sedimentary ore deposits. *Geochimica et Cosmochimica Acta*, 42(6), p. 547-569, 1978
- [5] Waite, T., Davis, J.A., Payne, T.E., Waychunas, G.A., Xu, N.: Uranium (VI) adsorption to ferrihydrite: Application of a surface complexation model. *Geochimica et Cosmochimica Acta*, 58(24), p. 5465-5478, 1994
- [6] Vandenhove, H., Gil-García, C., Rigol, A., Vidal, M.: New best estimates for radionuclide solid-liquid distribution coefficients in soils. Part 2. Naturally occurring radionuclides. *Journal of Environmental Radioactivity*, 100(9), p. 697-703, 2009
- [7] Parkhurst, D.L., Appelo C.A.D.: User's guide to PHREEQC (Version 2): a computer program for speciation, batch-reaction, one-dimensional transport, and inverse geochemical calculations. http://wwwbrr.cr.usgs.gov/projects/GWC_coupled/phreeqc/, 1999
- [8] Hoyer, M.: Uranium contamination of soil and groundwater by phosphate fertilizer application, in: *Uranium - Past and Future Challenges: Proceedings of the 7th International Conference on Uranium Mining and Hydrogeology*, Cham, p. 707-716, 2015
- [9] Bradbury, M.H., Baeyens, B.: Sorption modelling on illite. Part II: Actinide sorption and linear free energy relationships, *Geochimica et Cosmochimica Acta* 73, p. 1004-1013, 2009
- [10] Dzombak, D.A., Morel, F.M.: *Surface complexation modeling: hydrous ferric oxide*. John Wiley & Sons, New York, 1990
- [11] Tipping, E.: *Cation binding by humic substances*. Cambridge University Press, 2002
- [12] Balonov, M., Barnett, C.L., Belli, M., Beresford, N.A., Berkovsky, V., Bossew, P., Boyer, P.B., Brittain, J.E., Calmon, P., Carini, F.: *Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in terrestrial and freshwater environment*, IAEA Technical Report Series No. 472, Wien, 2010
- [13] Krupka K.M., Kaplan D.I.: *Understanding Variation in Partition Coefficient, K_d Values*, EPA 402-R-99-004A, Office of Air and Radiation, US-EPA, Washington, DC 1999
- [14] Payne, T., Davis J.A., Waite T.: Uranium adsorption on ferrihydrite - Effects of phosphate and humic acid. *Radiochimica Acta*, 74, p. 239-244, 1996
- [15] Turner, G.D., Zachara, J.M., McKinley, J.P., Smith, S.C.: Surface-charge properties and UO_2^{2+} adsorption of a subsurface smectite. *Geochimica et Cosmochimica Acta*, 60(18), p. 3399-3414, 1996
- [16] Lenhart, J.J., Cabaniss, S.E., MacCarthy, P., Honeyman, B.D.: Uranium (VI) complexation with citric, humic and fulvic acids. *Radiochimica Acta*, 88(6/2000) p. 345, 2000
- [17] Vandenhove, H., Van Hees, M., Wouters, K., Wannijn, J.: Can we predict uranium bioavailability based on soil parameters? Part 1: Effect of soil parameters on soil solution uranium concentration. *Environmental Pollution*, 145(2), p. 587-595, 2007

- [18] Mitchell, N., Pérez-Sánchez D., Thorne M.C.: A review of the behaviour of U-238 series radionuclides in soils and plants. *Journal of Radiological Protection*, 33(2), p. R17-R48, 2013
- [19] Hormann, V., Fischer H.W.: Estimating the distribution of radionuclides in agricultural soils – Dependence on soil parameters. *Journal of environmental radioactivity*, 124, p. 278-286, 2013
- [20] Nolan, J., K.A. Weber K.A.: Natural Uranium Contamination in Major U.S. Aquifers Linked to Nitrate. *Environmental Science & Technology Letters*, 2(8), p. 215-220, 2015

IMPLEMENTIERUNG EINES RADIOLOGISCHEN UMGEBUNGSÜBERWACHUNGSMESSSYSTEMS FÜR DAS KERNKRAFTWERK BRUCE POWER (KANADA)

IMPLEMENTATION OF A RADIOLOGICAL EMERGENCY MONITORING SYSTEM FOR BRUCE POWER NUCLEAR POWER PLANT (CANADA)

M. Madaric¹⁾

¹⁾Saphymo GmbH, Frankfurt, Deutschland

Zusammenfassung

Das Kernkraftwerk Bruce Power ist das leistungsstärkste Kernkraftwerk Kanadas und gehört mit seinen acht CANDU-Reaktoren zu den größten Kraftwerken der Welt. Entsprechend der bestehenden Sicherheitskultur „Safety first“ ist die kontinuierliche Verbesserung ein wesentlicher Bestandteil der Bruce Power Firmenphilosophie und des Qualitätsmanagementsystems. Folglich wurde nach der Fukushima-Katastrophe in Japan die bestehende radiologische Notfallüberwachung analysiert und verbessert.

Summary

The Bruce Power nuclear power plant (BP NPP) in Ontario, Canada, is the largest nuclear generating station in the world, operating 8 nuclear reactors producing 6300 MW. In correlation with Bruce Power's safety culture, "Safety first" and continuous improvements are essential and substantial parts of the Bruce Power philosophy and management system. After the Fukushima nuclear accident the existing radiological emergency monitoring was analyzed and improved.

Schlüsselwörter Luftmonitor, Spektroskopie, Nuklididentifikation, Dosisleistung, Aktivitätskonzentration

Keywords air monitor, spectroscopy, nuclide identification, dose rate, activity concentration

Im Jahre 2012 wurde die Firma Saphymo GmbH beauftragt ein neues radiologisches Überwachungsmessnetz für den Notfallschutz zu liefern. Die Auslegung der Systeme sollte im Hinblick auf die nach der Reaktorkatastrophe in Japan erhaltenen Erkenntnisse erfolgen. So sollte nicht nur die Gammadosisleistung gemessen, sondern auch online die Nuklidzusammensetzung bestimmt werden. Weitere wichtige Auslegungspunkte waren: hoher Dosisleistungsmessbereich, ein unter den strengen Kanadischen Winterbedingungen netzunabhängiger, autonomer und wartungsfreier Langzeitbetrieb, Erdbebenauslegung, sowie eine redundante kabellose Datenübertragung über GSM/3G und Satellit. Saphymo hat für das Projekt 49 stationäre, sowie 10 mobile Messsysteme vom Typ SpectroTRACER Air/Soil geliefert und diese im Umkreis des Kraftwerks installiert. Die mobilen Systeme sind zusätzlich mit GPS ausgestattet. Der autonome Betrieb wird über ein Batteriebackup mit Solarversorgung garantiert. Die Sonden bestimmen automatisch und in zwei unterschiedlichen Messtakten nuklidbezogen die Dosisleistung $H^*(10)$ gemäß IEC60846, die Bodenkontamination in Bq/m^2 , sowie die Aktivitätskonzentration in Bq/m^3 . Die automatische Peak Stabilisierung über einen weiten Temperaturbereich von $-30^\circ C$ bis $+60^\circ C$ erlaubt einen zuverlässigen Betrieb auch bei großen Temperaturgradienten. Der große spektroskopische Messbereich bis $1mSv/h$ wird durch einen digitalen MCA mit bis zu 8k Kanälen und einer hohen Abtastrate von 80MHz erreicht. Unabhängig vom spektroskopischen Szintillationsdetektor sind die Sonden mit zwei Geiger-

Müller Zählrohren zur Bestimmung der Ortsdosisleistung bis 10Sv/h ausgestattet. Die hochempfindlichen spektroskopischen Sonden mit LaBr3 Detektoren (Auflösung von < 2.9% bei Cs-137) werden zur Routine- und Notfallschutzüberwachung eingesetzt. Durch die Integration aller empfindlichen elektronischen Komponenten in das hermetisch dichte Gehäuse wird eine hohe Zuverlässigkeit und Witterungsbeständigkeit erreicht.



Abb. 1: Autonome spektroskopische Gammamonitore in Betrieb

In einem zweiten Teil des Projektes lieferte und installierte Saphymo 8 spektroskopische Beta/Gamma Luftmonitore zur Messung der Aerosol-, Jod- und Edelgasaktivitäten. Dabei wurden zwei unterschiedliche Gerätetypen der SA2X0 Serie eingesetzt. Für die Routineüberwachung kommt der Luftmonitor SA200NGS, für die Notfallschutzüberwachung der Typ SA210ING, zum Einsatz. Der Luftmonitor SA200NGS zeichnet sich durch seinen hohen Luftdurchsatz von ca. 25 m³/h aus. Der SA210ING besitzt eine spezielle Pumpe mit geringem Stromverbrauch, so dass durch im Gerät integrierte Lithiumbatterien einen autarken Betrieb von bis zu 5 Tagen sicherstellen (z.B. bei Ausfall der externen Stromversorgung). Beide Systeme verfügen über ein vollautomatisches Filterbandsystem für eine bis zu 6 Monate lange Filterautonomie sowie über eine redundante kabellose Datenübertragung über GSM/3G und Satellit. Als Detektoren kommen für die Gammaskopie LaBr₃, und zur Betadirektmessung großflächige Halbleiter, zum Einsatz. Störeinflüsse durch natürliche Radonfolgeprodukte werden durch eine dynamische Kompensation eliminiert.



Abb. 2: Luftmonitore in Betrieb, links SA200NGS und rechts SA210ING

Als zentrales Datenmanagementsystem ist ein internetbasiertes Visualisierungs- und Analysemodul im Einsatz. Über eine sichere Datenübertragung kann von überall auf der Welt auf die aktuellen und historischen Messdaten zugegriffen werden. Dazu ist keine zusätzliche Software notwendig.

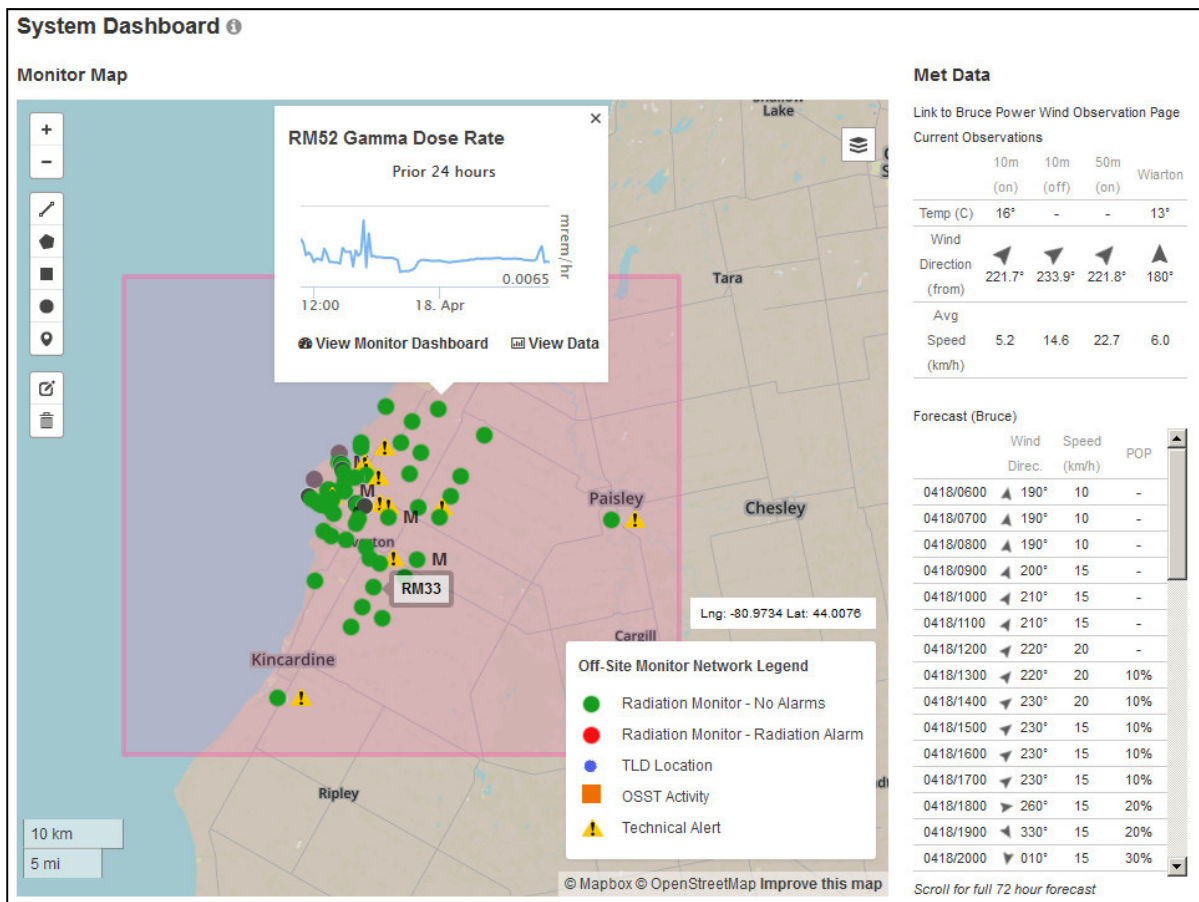


Abb. 3: Auszug einer Übersichtsseite der Datenzentrale

Nach nunmehr 2 Jahren Betriebserfahrung hat das von Saphymo gelieferte System seine Zuverlässigkeit und Leistung unter Beweis gestellt. Trotz langer Schlechtwetterphasen war die solare Versorgung der Messstationen zuverlässig gewährleistet, insbesondere auch bei Kältephasen bis -30°C . Auch die redundante Satellitenübertragung erwies sich als sinnvolle Funktion, da die Verfügbarkeit des GSM/3G-Netzes in den ländlichen Regionen nicht durchgehend gewährleistet war. Die durch den LaBr3-Detektor berechneten Messwerte zeigten trotz der starken Tag/Nacht-Schwankungen in Kanada keine Temperaturabhängigkeit, ein Beweis für die gute Funktion der Energiestabilisierung.

VALIDIERUNG DES ATMOSPHERISCHEN AUSBREITUNGSMODELLS ARTM ANHAND DES VERGLEICHS MIT REALEN IMMISSIONSMESSDATEN

S. Hettrich¹⁾, M. Kainz¹⁾, H. Wildermuth¹⁾, C. Strobl¹⁾

¹⁾Bundesamt für Strahlenschutz, Strahlenschutz und Umwelt SW 1.4, Obershleißheim-Neuherberg, Deutschland

Auch wenn heutzutage viele verschiedene Modelle zur Berechnung der Ausbreitung von Gasen und Partikeln in der Atmosphäre existieren und für Überprüfungs- und Genehmigungszwecke, sowie zum Schutz der Bevölkerung vor der Verbreitung von Gefahrenstoffen zum Einsatz kommen, gelten manche dieser Modelle noch als weniger gut validiert. Das Problem dabei ist, dass zum einen die verwendeten Modelle unterschiedliche Anwendungsbereiche haben, zum Beispiel Kurzzeit- oder Langzeitausbreitung, oder das Simulationsgebiet regionale, überregionale oder globale Dimensionen besitzt. Zum anderen existieren bislang sehr wenige vollständige Messdatenreihen, anhand deren eine hinreichende Validierung der Modelle möglich ist.

Hier soll gezeigt werden wie ARTM (Atmospheric Radionuclide Transport Model), ein Langzeitausbreitungsmodell basierend auf AUSTAL2000 (Lagrange-Partikel-Modell) für die Berechnung der Jahreskonzentration und -dosis, anhand zweier Kurzzeit-Messdatensätze validiert wird.

Der erste Datensatz stammt von einer konventionellen SO₂-Emission am slowenischen Kohlekraftwerk Šoštanj. Beim Šoštanj-Szenario wurden SO₂-Messungen an sechs verschiedenen Punkten in der Umgebung des Kohlekraftwerks Šoštanj durchgeführt [1]. Diese Umgebung zeichnet sich durch eine komplexe Geländestruktur und sehr variable Meteorologie aus, was die Simulation dieser Szenarien sehr anspruchsvoll macht.

Ein zweiter, wesentlich kürzerer Datensatz wurde aus eine Veröffentlichung von Connan et al. [2] entnommen und behandelt die ⁸⁵Kr- Emissionen an der französischen Wiederaufarbeitungsanlage La Hague.

Literatur:

- [1] Elisei G., Bistacchi S., Bocchiola G., Brusasca G., Marcacci P., Marzorati A., Morselli M. G., Tinarelli G., Catenacci G., Corio V., Daino G., Era A., Finardi S., Foggi G., Negri A., Piazza G., Villa R., Lesjak M., Boznar M., Mlakar P., Slavic F., 1991, Experimental Campaign for the Environmental Impact Evaluation of Sostanj Thermal Power Plant - Progress Report.
- [2] Connan O., Smith K., Organo C., Solier L., Maro D., Didier H., 2013, Comparison of RIMPUFF, HYSPLIT, ADMS atmospheric dispersion model outputs, using emergency response procedures, with ⁸⁵Kr measurements made in the vicinity of nuclear reprocessing plant, Journal of Environmental Radioactivity 124 (2013) 266e277.

DER ROSSENDORFER FORSCHUNGSREAKTOR – BETRIEB UND RÜCKBAU AUS SICHT DER EMISSIONSÜBERWACHUNG

THE ROSSENDORF RESEARCH REACTOR – OPERATING AND DISMANTLING FROM A POINT OF VIEW OF THE EMISSION CONTROL

B. Bauer¹⁾, A. Beutmann¹⁾, W. Boeißert²⁾, K. Jansen²⁾, M. Kaden¹⁾, J. Scheibke¹⁾, M. Walter²⁾

¹⁾VKTA Dresden, Deutschland

²⁾vormals VKTA Dresden, Deutschland

Zusammenfassung

Der Rossendorfer Forschungsreaktor ging 1957 als erster Kernreaktor der DDR und zweiter deutscher Reaktor nach dem FRM Garching in Betrieb. Es handelte sich um einen heterogen aufgebauten, leichtwassermoderierten und -gekühlten Tankreaktor des sowjetischen Typs WWR-S. Während seiner über 33-jährigen Betriebszeit diente er sowohl der Forschung als auch der Isotopenproduktion. Es werden die messtechnische Historie der Fortluftüberwachung und deren Ergebnisse dargestellt. Für die Rückbauphase werden ausgewählte Ergebnisse diskutiert und die prognostizierten Ableitungen mit den tatsächlich bilanzierten verglichen.

Summary

The Rossendorf research reactor went in operation in 1957 as GDR's first nuclear reactor and Germany's second after FRM Garching. It was a heterogeneously structured, light-water moderated and cooled tank-reactor of the Soviet type WWR-S. During his time of operation, he served both the research and the production of radioisotopes. The history of exhaust air emission monitoring and its results are presented. With view to the decommissioning time selected results are discussed. The estimated discharges are compared by the actually recognized.

Schlüsselwörter Forschungsreaktor, Emissionsüberwachung

Keywords research reactor, emission monitoring,

1. Einleitung

Das ehemalige Zentralinstitut für Kernphysik (ZfK) - später: Zentralinstitut für Kernforschung – der Akademie der Wissenschaften der DDR wurde als größte DDR-Kernforschungseinrichtung am 1.1.1956 mit vorläufigem Sitz in Dresden gegründet. Dem ging die Freigabe der zivilen Kernforschung durch den alliierten Kontrollrat und ein Abkommen zwischen DDR und UdSSR zur Lieferung eines Forschungsreaktors und eines Zyklotrons voraus.

Die Inbetriebnahme des Rossendorfer Forschungsreaktors (RFR) erfolgte am 14.12.1957. Er war damit der erste Kernreaktor der DDR und nach dem FRM in Garching (31.10.1957) der zweite deutsche Reaktor.

2. Charakterisierung der Anlage

Der RFR war ein heterogener, wassermoderierter und –gekühlter Reaktor des sowjetischen Typs WWR-SM. Die anfängliche thermische Leistung von 2 MW wurde später durch Rekonstruktionsmaßnahmen bis auf 10 MW gesteigert.

Der Reaktor (Abb. 1) hatte eine Spaltzone von ca. 60 cm Ø x 60 cm Höhe, in der sich 130 Brennelemente aus einer UO_2/Al -Matrix mit 36% angereichertem ^{235}U befanden. Bei Zyklusbeginn stand insgesamt ca. 4,7 kg spaltbares Material zur Verfügung.



Abb. 1: Der RFR in den 1980er Jahren

Der Primärkreislauf war mit vier Hauptumwälzpumpen, Wärmeübertragern und Notkühlsystem ausgestattet. Im Sekundärkreislauf wurde die Wärme über zwei Trockenkühltürme an die Umgebung abgeführt. Die Abluftanlage war in einem separaten Filter- und Ventilationshaus untergebracht, es erfolgte eine automatische Filterung bei Überschreitung zulässiger Aktivitätskonzentrationen. Aus diesem Gebäude wurde die Fortluft über einen 28 m hohen Schornstein abgeleitet.

Für Neutronenexperimente standen 10 horizontale Strahlrohre bereit, in der Spaltzone gab es außerdem in 39 Vertikalbestrahlungskanälen Platz für etwa 45 dm³ zu bestrahlendes Material.

3. Emissionsüberwachung

3.1 Messtechnische Erstausrüstung

Bei Inbetriebnahme des RFR stand zur Überwachung der Fortluft im Kamin die sogenannte „Dosimetrische Luftprüfanlage“ (DLPA) zur Verfügung. Kernstück der Messtechnik waren 25 Liter-Durchfluss-Ionisationskammern mit „Kaktus“-Strahlungsmessgeräten (Abb. 2) und angeschlossenen Messwertschreibern. Mit dieser Anordnung - vorgeschaltet befanden sich Aerosolfilter - wurde die Aktivitätskonzentration der Gase gemessen und aufgezeichnet.

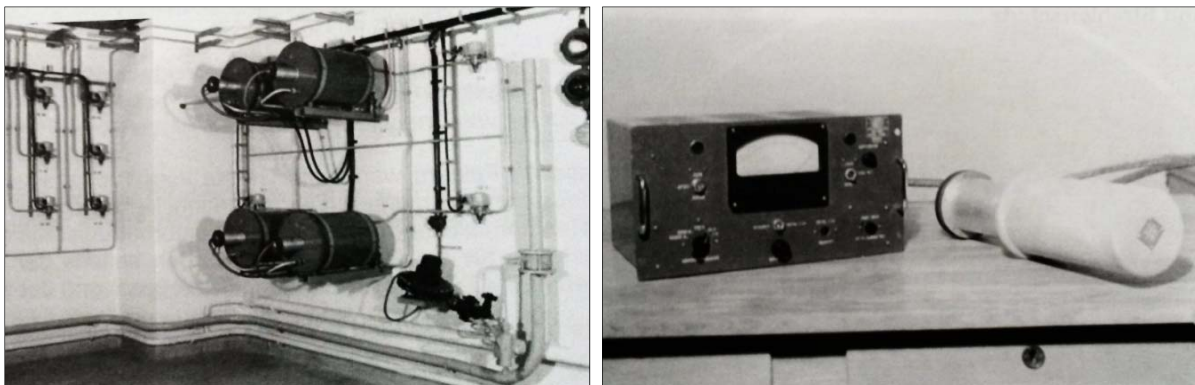


Abb. 2: 25 L-Durchfluss-Ionisationskammern und „Kaktus“-Messgerät

Die „Kaktus“-Messgeräte wurden später durch Schwingkondensator-Elektrometerverstärker ersetzt, die Anzeige wurde in die Reaktorwarte verlagert und die Gasprobenentnahme im Kamin dem schraubenförmigen Fortluftstrom angepasst.

3.2 Messtechnische Erweiterungen vor 1990

1975 erfolgte eine Erweiterung der Messtechnik um ein Aerosolradiometer mit eigener Entnahmestelle im Kamin. Zur separaten Messung der Gasaktivitätskonzentration im Kamin wurde ein Szintillationsmesskanal installiert. Ein Iodsammler mit Aktivkohle vom Typ „KALINA“ diente der Bilanzierung von Radioiod. 1987 wurde die DLPA ergänzt durch die Stationäre Fortluftkontrollanlage (SFK) – eine Eigenentwicklung des ZfK. Erneut wurde eine neue Probeentnahmeeinrichtung (8fach-Spinne) 3,5 m unter Oberkante im Fortluftkamin installiert. Die Messung erfolgte mit einer Anordnung von Aerosolfilter, Iod-Faserfiltern aus AgNO_3 -geträgerten Kieselgel, Aerosolfilter und 1-Liter-Durchfluss-ionisationskammer, das Iod-Messfilter wurde ständig mittels NaI-Szintillationssonde gemessen. Gemessen und bilanziert wurden summarisch Edelgase (kontinuierlich), sowie Iod-131 und Aerosole (nach Laboranalysen).

3.3 Messtechnische Erweiterungen nach 1990

Nach der Wende erfolgte eine völlige Neukonzipierung der Fortluftüberwachung gemäß REI und KTA. Abb. 3 zeigt die Fortluftmesstechnik und Probeentnahme ab 1993.



Abb. 3: Messtechnik und Probenentnahmerechen ab 1993

Im Rahmen der Errichtung des „Radiological Environmental Monitoring System“ (REMSY) am Forschungsstandort Rossendorf, wurde ein Messsystem, bestehend aus Aerosolmonitor (FHT 59S), Aerosolsammler mit 200 mm-Glasfaserfilter und Iodsammler mit Sorptionsmitteln AC6120/DSM11, sowie mit entsprechender online-Auswertesoftware (Fa. Eberline) und ein H-3/C-14-Sammler (Bonnenberg & Drescher) installiert.

3.4 Ergebnisse der Emissionsüberwachung - Betriebsphase

Die Emissionsbilanzen während der RFR-Betriebsphase lassen sich bis 1970 zurückverfolgen, wobei bis 1972 nur Edelgas-Ableitungen gemessen wurden (um $1\text{E}14$ Bq/Jahr). Ab 1972 wurden zusätzlich Gammastrahler und ab 1977 auch Radioiod (jeweils um $1\text{GBq}/\text{Jahr}$) bilanziert.

3.5 Ergebnisse der Emissionsüberwachung - Stilllegung und Rückbau

Abbildung 4 zeigt die bilanzierten Emissionen mit Fortluft, beginnend mit dem letzten Betriebsjahr 1990 bis zur Einstellung der Fortluftüberwachung infolge des fortgeschrittenen Rückbaus 2012. Die Einstellung der Radioiod-Überwachung erfolgte 1991, nachdem noch die I-129-Überwachung in Erwägung gezogen wurde. 2006 nach der Leerung der Lagerbecken wurde auch die Überwachung auf Tritium und C-14 eingestellt.

Die behördlich genehmigten jährlichen Emissions-Obergrenzen konnten für alle Radionuklidgruppen sicher eingehalten werden.

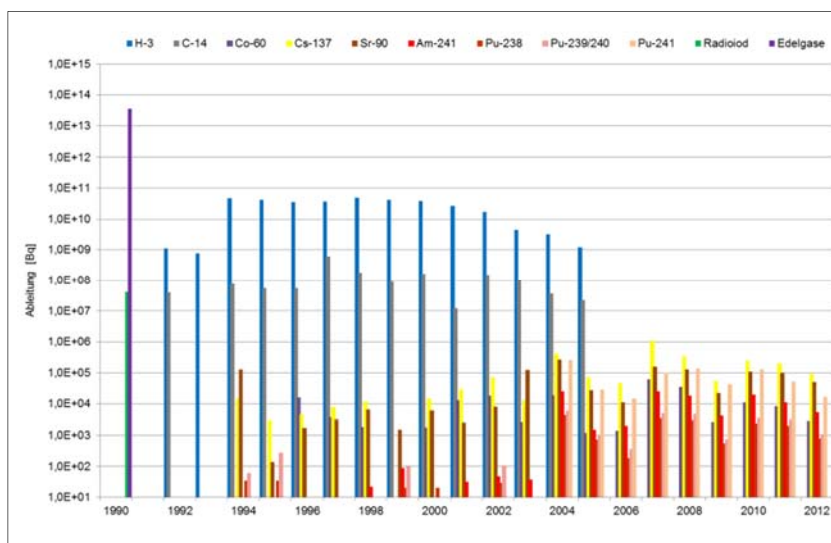


Abb. 4: Emissionen während der Stilllegungs- und Rückbauphase

In [1] wurde der zeitliche Verlauf der bilanzierten Emissionen wesentlicher Radionuklide den jeweiligen Rückbauschritten zugeordnet (vgl. Abb. 5).

Es zeigt sich bis 2004 ein recht unregelmäßiger Emissionsverlauf von Co-60 und Cs-137+. Einzelne erhöhte Emissionen sind durch den Rückbau des 1. Kühlkreislaufes und der Demontage des Reaktorbehälters verursacht. Ab dem zweiten Quartal 2004 wurden erhöhte Ableitungen von α -Strahlern registriert. Ursache war eine Beschädigung der Abdeckplatten zum Lichtschacht der Heißen Kammer 3 während der Beräumung. Danach nimmt die Ableitung aller schwebstoffgebunden Radionuklide kontinuierlich ab. Erneute Anstiege 2007 werden auf

den Abbau der Auskleidung des Abklingbeckens AB2 und der Auskleidungen und Einbauten der Heißen Kammern zurückgeführt. In den Jahren 2008 und 2009 sind die Ableitungen abnehmend bzw. niedrig. Im 2. und 3. Quartal 2010 wurden wiederum erhöhte Ableitungen aller schwebstoffgebundenen Radionuklide gemessen. In dieser Zeit wurden die Betonstrukturen der Heißen Kammern rückgebaut, wobei durch eine Undichtigkeit erhöhte Mengen Staub ungefiltert über die Fortluft abgeleitet wurden.

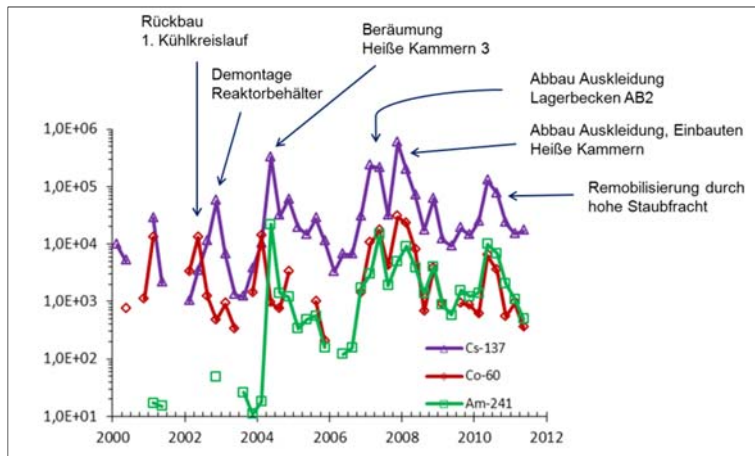


Abb. 5: Emissionen wesentlicher Radionuklide mit zuzuordnenden Rückbauschritten

4. Vergleich prognostizierte und tatsächliche Emissionen

In den neunziger Jahren wurde während der Nachbetriebsphase im Rahmen eines Gutachtens [2] die Ableitung schwebstoffgebundener Radionuklide in der Rückbauphase abgeschätzt. Dabei wurde der Rückbau folgender aktivierter bzw. kontaminierter Komponenten des RFR berücksichtigt:

- Reaktoreinbauten (Aktivierung)
- Horizontale Bestrahlungsrohre (Aktivierung)
- Reaktorgrundplatte (Aktivierung)
- Gusseisenringe des Thermischen Schildes (Aktivierung)
- Biologischer Schild (Aktivierung)
- Brennelementlagerbecken AB1/AB2 (Kontamination)
- Heiße Kammern HK1–HK4 (nur Auskleidung / Kontamination)

Zur rechnerischen Abschätzung der Ableitung schwebstoffgebundener Radionuklide wurde die Zerlegung aktivierter bzw. kontaminierter Komponenten getrennt betrachtet. Für aktivierte Komponenten wurde die Emission aus dem Schnittfugenvolumen, der Aktivitätskonzentration, dem Übergangsfaktor in die Luft sowie dem Filterdurchlassfaktor nuklidspezifisch berechnet. Die Berechnung für kontaminierte Komponenten erfolgte analog auf Basis der Schnittfugenoberfläche und der Oberflächenkontamination. Dabei wurde unterstellt, dass flächenmäßige Oberflächenkontaminationen vor dem mechanischen Ausbau der Komponenten bereits dekontaminiert bzw. die Oberflächen beschichtet wurden.

Diese Abschätzung wurde in [1] nach Abschluss wesentlicher Rückbauschritte 2010 den tatsächlich im Rahmen der Emissionsüberwachung bilanzierten Ableitungen [3]

gegenübergestellt (Tab. 1). Es wird deutlich, dass die Übereinstimmung gut ist für Co-60, welches vorrangig als fixiertes Aktivierungsprodukt vorliegt.

Die bilanzierte Ableitung der Spaltprodukte Sr-90 und Cs-137 ist ca. eine Größenordnung höher als die abgeschätzte. Die Nuklide Pu-241 und Am-241 wurden bei der Abschätzung nicht berücksichtigt, da keine Angaben zu Oberflächenkontamination vorhanden waren.

Tab. 1: Gegenüberstellung prognostizierte und bilanzierte Ableitungen

Nuklid	Abschätzung 1996	Bilanz 2001–2010	Verhältnis Bilanz/Abschätzung
Cs-137	7,1E+04	2,4E+06	34
Co-60	1,9E+05	1,7E+05	0,9
Sr-90	4,9E+04	8,6E+05	17
Pu-241	–	7,2E+05	–
Am-241	–	9,6E+04	–
Pu-238	2,4E+01	1,5E+04	600
Pu-239/240	2,4E+01	2,2E+04	910
U-234	4,9E+02	1,0E+04	21
U-235	6,1E+00	9,5E+01	15
U-238	2,5E+02	5,8E+03	23

Die Plutonium-Isotope Pu-238 und Pu-239/240 wurden um fast drei Größenordnungen zu niedrig abgeschätzt. Die Ableitung der Uran-Isotope wurde um eine Größenordnung unterschätzt, wobei ein Großteil des bilanzierten Urans nicht aus Kernbrennstoff, sondern als natürlicher radioaktiver Stoff in Baumaterialien enthalten ist und beim Rückbau von Betonstrukturen freigesetzt wird. Insgesamt ergibt sich eine deutliche Unterschätzung der Ableitung von radioaktiven Stoffen, die als Kontamination vorliegen. Dies ist auf nicht planbare Zwischenfälle mit erhöhter Emission beim Rückbau zurückzuführen.

5. Zusammenfassung

Es wurde der Versuch unternommen, die Historie der Emissionsüberwachung über den langen Zeitraum der Betriebs – und Rückbauphase des RFR hinsichtlich Technik und Ergebnisse zusammenzutragen und darzustellen.

Für die Rückbauphase wurden Erkenntnisse aus den während der wesentlichen Rückbauphasen tatsächlich gemessenen Emissionen abgeleitet sowie die prognostizierten und bilanzierten Ableitungen gegenübergestellt.

6. Literaturverzeichnis

- [1] Walter, M.: Ableitungen aus dem Rossendorfer Forschungsreaktor (RFR) 2001-2011, VKTA Dresden, 2011
- [2] Gutachten, NIS Ingenieurgesellschaft mbH Hanau, 1996
- [3] Quartalsberichte Fortluft-Emissionsüberwachung, VKTA Dresden, 2001 bis 2010

ERSTBEWERTUNG ZUR RADONSITUATION VON HÄUSERN IM FREISTAAT SACHSEN MITTELS LANGZEIT-INTEGRIERENDEN MESSUNGEN, VERGLEICH DER ERGEBNISSE MIT KURZZEITMESSUNGEN UND ERFASSUNG DER RADON-AKTIVITÄTSKONZENTRATION IN DER BODENLUFT DER GRUNDSTÜCKE

PRIMARY EVALUATION OF THE RADON SITUATION IN DWELLINGS IN SAXONY BY LONG-TIME INTEGRATING MEASUREMENTS, COMPARISON OF THE RESULTS WITH SHORT-TIME MEASUREMENTS AND DETERMINATION OF THE RADON ACTIVITY CONCENTRATION IN THE GROUND OF THE LAND

M. Alisch-Mark, D. Keck, W. Preuße¹⁾, A. Taube, H. Busch, T. Heinrich

Staatliche Betriebsgesellschaft für Umwelt und Landwirtschaft, Sachsen;

¹⁾jetzt: Bundesamt für Strahlenschutz, Berlin

Zusammenfassung

Es wurde ein Messprogramm zur Erstbewertung von Gebäuden hinsichtlich der Radonsituation durchgeführt. Kurzzeitmessungen wurden mit Jahresmittelwerten verglichen und auf ihre Eignung zur Prognose der Jahresdurchschnittswerte überprüft. In 89% der untersuchten Fälle konnten die Jahresmittelwerte durch Kurzzeitmessungen sicher prognostiziert werden, wobei Unterschiede in Abhängigkeit vom Zeitpunkt der Kurzzeitmessung beobachtet wurden. Zusätzlich wurden Radon-Aktivitätskonzentrationen in der Bodenluft der Grundstücke bestimmt und mit den Erwartungsbereichen der Prognosekarte des Freistaates Sachsen verglichen. Abweichungen wurden dabei vor allem in Bereichen gefunden, die von einer kleinräumigen Geologie geprägt sind. Die erhaltenen Daten zeigten, dass das geogene Radonpotential und das Baujahr des Hauses Einflussfaktoren auf die Überschreitungswahrscheinlichkeit des Referenzwertes von 300 Bq/m³ darstellen.

Summary

A measurement program was carried out for primary evaluation of dwellings in terms of radon situation. Short-time measurements were compared with annual averages and checked for their suitability for forecasting the annual averages. In 89% of the cases studied, the average annual values could be predicted by short-time measurements, differences were observed depending on the date of the short-time measure. In addition, radon activity concentrations were determined in the soil air in the ground and compared with the expected areas of forecasting map of Saxony. Discrepancies were found primarily in areas which are marked by a small-scale geology. The data obtained showed that the geogenic radon potential and the year of construction of the house represent factors influencing the probability of exceedance of the reference value of 300 Bq/m³.

Schlüsselwörter Radonsituation, Langzeit-integrierende Messung, Kurzzeitmessung, Bodenradon-Aktivitätskonzentration,

Keywords radon situation, long-time integrating measuring, short-time measuring, ground-radon activity concentration

1. Einleitung

Das Radonmessprogramm des Freistaates Sachsen verfolgte das Ziel, möglichst vollständige Datensätze zu ermitteln, um die Radonsituation in einem Gebäude und ihr Zustandekommen infolge des Radonpotentials im Untergrund, der durch das Gebäude gegebenen Einflussfaktoren und der Nutzung des Gebäudes umfassend beschreiben und bewerten zu können.

Das Messprogramm richtete sich an Besitzer eines selbst genutzten Wohnhauses, für die Auswahl der Messstelle musste sich das zu untersuchende Gebäude in den folgenden Kreisen bzw. Städten befinden: Vogtlandkreis, Erzgebirgskreis, Mittelsachsen, Meißen, Görlitz (Südhälfte), Sächsische Schweiz/Osterrgebirge, Stadt Chemnitz sowie Stadt Dresden. Die Teilnahme an dem Messprogramm war freiwillig und kostenlos, die Teilnehmer stimmten schriftlich den Messungen zur Gewinnung vollständiger Datensätze und der Verwendung der Mess-, Gebäude- sowie Grundstücksdaten zu.

2. Bestimmung der Radon-Aktivitätskonzentrationen in Häusern

2.1 Ermittlung der Jahresmittelwerte der Radon-Aktivitätskonzentration

Es wurden in 42 Häusern Bestimmungen der Jahresmittelwerte der Radon-Aktivitätskonzentration durch Langzeit-integrierende Messungen mittels Kernspurdetektoren durchgeführt. Die Erstbewertung der Gebäude erfolgte nach der DIN ISO 11665-8:2012 [1]. Nach der Erfassung der Gebäudedaten sowie der Nutzungsgewohnheiten wurden die Messpunkte festgelegt, um in den Konformitätsbereichen der untersuchten Gebäude repräsentative Messungen durchführen zu können. Bei der Auswertung wurden nur Aufenthaltsräume berücksichtigt, d. h. Räume, in denen ein regelmäßiger Aufenthalt die Betrachtung des Radonrisikos rechtfertigt (Wohn- und Schlafzimmer, Büro, Hobbyräume). Radon-Aktivitätskonzentrationen in Keller- und Lagerräumen sowie Hauswirtschaftsräumen wurden bei der Bewertung eines Gebäudes nicht einbezogen. Somit bezieht sich die Erstbewertung auf die vom Teilnehmer zum Zeitpunkt der Messungen angegebenen Nutzungsverhältnisse der Räume, Änderungen würden eine Neubewertung erfordern.

Als Konformitätsbereiche wurden Bereiche angesehen, die Räume mit identischen oder ähnlichen baulichen Eigenschaften umfassen, in privaten Häusern bildet meist jede Gebäudeebene einen Konformitätsbereich. Unterschieden sich die Messergebnisse innerhalb eines Konformitätsbereiches um weniger als die Messunsicherheiten, wurde der Durchschnittswert der Radon-Aktivitätskonzentration berechnet, und dieser ohne Messunsicherheit dem Konformitätsbereich zugeordnet. Wenn dagegen im selben Konformitätsbereich die Streuung der Messergebnisse höher war als die Messunsicherheiten, wurde nach Ausschluss von Messfehlern der höchste gemessene Wert ohne Berücksichtigung der Messunsicherheit dem Konformitätsbereich zugeordnet. Die Bewertung der Gebäude erfolgte anschließend durch Vergleich der maximalen Radon-Aktivitätskonzentrationen der Konformitätsbereiche eines Gebäudes mit dem in der Richtlinie 013/59/EURATOM genannten Referenzwert von 300 Bq/m³ [2]. Die Auswertung ergab in 11 der untersuchten 42 Gebäude eine Überschreitung dieses Referenzwertes (26%).

2.2 Prognose des Jahresmittelwertes aus Kurzzeitmessungen mittels Aktivmessgerät

In den untersuchten Häusern konnten zeitaufgelöste Kurzzeitmessungen (ca. 14–28 Tage) durch ein Aktivmessgerät (RadonScout, Sarad) zu je 2 unterschiedlichen Jahreszeiten vorgenommen werden. Die Messungen erfolgten jeweils von November bis März

(Heizperiode) bzw. Juni bis August (Sommerperiode), die Messungen in den Monaten September/Oktober und April/Mai wurden der Übergangsperiode zugeordnet. Das Ziel dieser Untersuchung war die Abschätzung der Eignung von Kurzzeitmessungen zur Prognose der durchschnittlichen Radonkonzentration im Verlauf eines Jahres. Insgesamt konnten 83 Kurzzeitmesswerte gewonnen werden, davon prognostizierten 89% die Bewertung der Gebäude korrekt, wenn der Referenzwert von 300 Bq/m^3 angenommen wird.

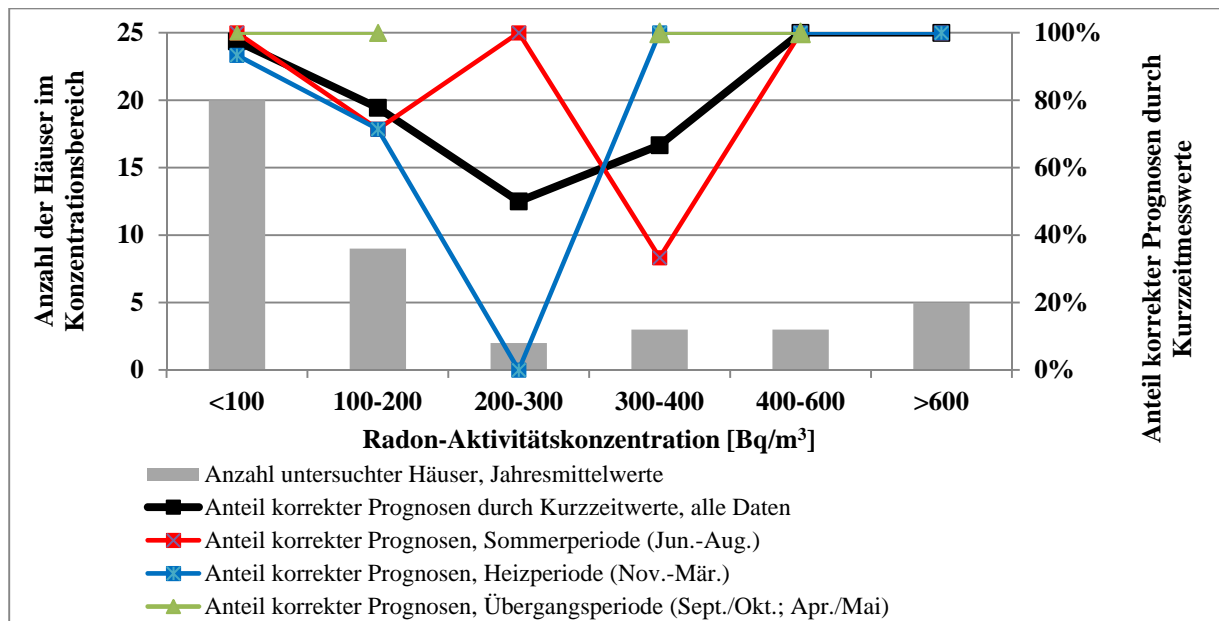


Abb. 1: Prognose der Einhaltung des Referenzwertes mittels Kurzzeitmessungen zu jeweils 2 verschiedenen Jahreszeiten (Heizperiode, Sommerperiode, Übergangsperiode).

Betrachtet man die erhaltenen Übereinstimmungen in den Bereichen der Radon-Aktivitätskonzentration, konnten bei Jahresmittelwerten von mehr als 400 Bq/m^3 alle Gebäude korrekt mit Kurzzeitmessungen bewertet werden, im Bereich von $<100 \text{ Bq/m}^3$ 98% der Häuser (Abb.1). Die unsichersten Ergebnisse der Kurzzeitmessungen wurden im Bereich des Referenzwertes erhalten (50% Übereinstimmungen), in den Bereichen der Jahresmittelwerte von $100\text{-}200 \text{ Bq/m}^3$ bzw. $300\text{-}400 \text{ Bq/m}^3$ wurden jeweils 78% bzw. 67% der Bewertungen durch Kurzzeitmessungen sicher prognostiziert. Die Verteilung der untersuchten Gebäude auf die Bereiche der Radon-Aktivitätskonzentrationen ist ebenfalls in Abb.1 dargestellt, den größten Anteil stellten Häuser mit Jahresmittelwerten $<100 \text{ Bq/m}^3$ sowie $100\text{-}200 \text{ Bq/m}^3$ dar, während im Bereich $200\text{-}300 \text{ Bq/m}^3$ und $300\text{-}400 \text{ Bq/m}^3$ die geringste Anzahl der untersuchten Häuser gefunden wurde.

Wurden die Prognosen der Kurzzeitmessungen bezüglich des Zeitpunktes der entsprechenden Messungen unterteilt, zeigten sich deutliche Unterschiede (Abb. 1). So konnten bei den Kurzzeitmessungen in der Übergangsperiode in den Bereichen $<100 \text{ Bq/m}^3$, $100\text{-}200 \text{ Bq/m}^3$ sowie $>400 \text{ Bq/m}^3$ 100% der Jahresmittelwerte korrekt prognostiziert werden, für den Bereich $200\text{-}300 \text{ Bq/m}^3$ lagen keine Daten vor. In der Sommerperiode bestätigten im Bereich von $<100 \text{ Bq/m}^3$, $200\text{-}300 \text{ Bq/m}^3$ sowie $>400 \text{ Bq/m}^3$ 100% der Gebäude die Jahresmittelwerte sicher mit Kurzzeitmesswerten, im Bereich von $300\text{-}400 \text{ Bq/m}^3$ sowie $100\text{-}200 \text{ Bq/m}^3$ wurden 33% bzw. 71% der Häuser korrekt mit Kurzzeitmessungen bewertet. Dagegen prognostizierten die Ergebnisse der Kurzzeitmessungen, die während der Heizperiode ermittelt wurden, die Durchschnittswerte im Jahresverlauf im Bereich $>300 \text{ Bq/m}^3$ korrekt, dagegen wurden 0% der Gebäude mit Jahresmittelwerten von $200\text{-}300 \text{ Bq/m}^3$ sicher durch Kurzzeitmessungen der

Heizperiode bewertet. In den Bereichen von $<100 \text{ Bq/m}^3$ sowie $100\text{-}200 \text{ Bq/m}^3$ wurden vergleichbare Ergebnisse wie bei den Kurzzeitmessungen in der Sommerperiode ermittelt, 93% bzw. 71% der Jahresmittelwerte konnten korrekt durch die Kurzzeitmessungen wiedergegeben werden.

Diese Unterschiede zwischen den Kurzzeitmessungen zu verschiedenen Jahreszeiten sind auf ein verändertes Lüftungsverhalten in den Monaten der Heizperiode gegenüber den wärmeren Monaten zurückzuführen. Typischerweise kommt es im Winter häufiger zu einer Überschätzung des Jahresmittels der Radon-Aktivitätskonzentration in Innenräumen von Gebäuden, während in den Sommermonaten oft eine Unterschätzung der Jahresmittelwerte bei Kurzzeitmessungen beobachtet wird.

3. Erfassung der Radon-Aktivitätskonzentration in der Bodenluft

Zur umfassenden Beurteilung der Radonsituation von Häusern wurden Messungen von Radon-Aktivitätskonzentrationen in der Bodenluft der Grundstücke der untersuchten Gebäude vorgenommen. Typischerweise erfolgte die Bestimmung an 4 Messpunkten um das Haus verteilt, es wurden Bodensonden in 1 m Tiefe gebracht, über mindestens 20 Minuten die Bodenluft entnommen und mittels eines Radonmonitors (AlphaGuard, Saphymo) die Aktivitätskonzentration des Radongases erfasst. Die Auswertung erfolgte mit der Software DataExpert, die Daten einer Messung wurden gemittelt. Die Bewertung des Radonpotentials in der Bodenluft erfolgte nach Abschluss der Messungen an den Messpunkten der untersuchten Häuser zu jeweils zwei verschiedenen Zeitpunkten anhand des Maximums der ermittelten Radon-Aktivitätskonzentration innerhalb eines Grundstückes.

Wie in Abb. 2 dargestellt, wiesen 50% der untersuchten Häuser ein hohes geogenes Radonpotential mit Radon-Aktivitätskonzentrationen über 100 kBq/m^3 auf den Grundstücken auf, bei weiteren 41% wurden mittlere Radon-Aktivitätskonzentration von $41 - 100 \text{ kBq/m}^3$ in der Bodenluft gefunden. Eine niedrige Radon-Aktivitätskonzentration von $20 - 40 \text{ kBq/m}^3$ in der Bodenluft wiesen 9% der untersuchten Fälle auf, es wurden keine Grundstücke mit Radon-Aktivitätskonzentrationen unter 20 kBq/m^3 beobachtet.

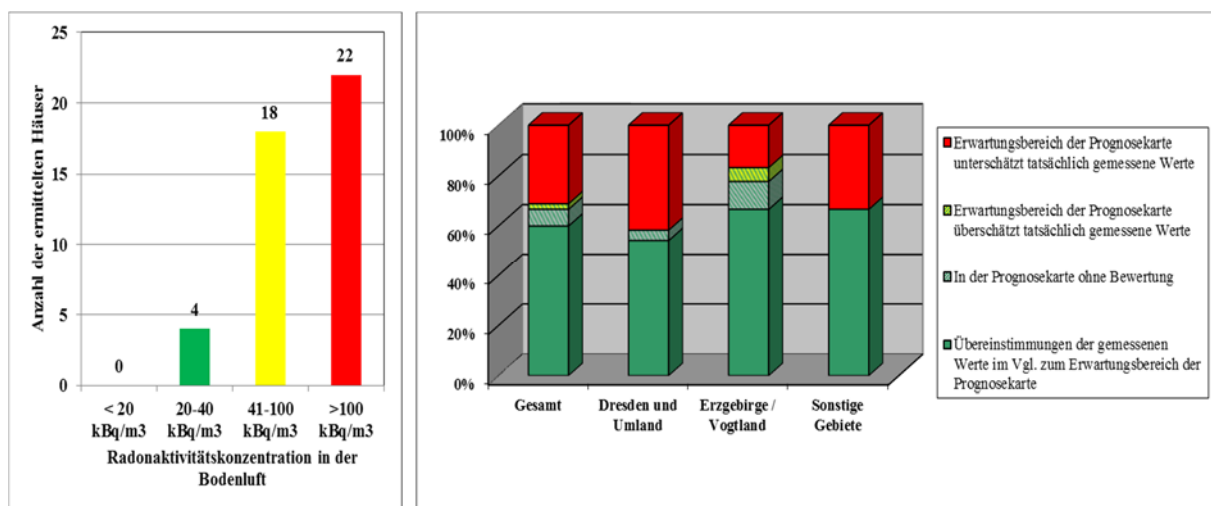


Abb. 2: Ergebnisse der Messungen der Radon-Aktivitätskonzentration in der Bodenluft der untersuchten Grundstücke und maximale gemessene Radon-Aktivitätskonzentration im Vergleich zum Erwartungsbereich der Prognosekarte für Bodenradon Sachsen 1x1 km.

Beim Vergleich der erhaltenen Messwerte mit den Erwartungsbereichen der Prognosekarte für Bodenradon des Freistaates Sachsen wurde für insgesamt 27 Gebäude bzw. Grundstücke die Prognose bestätigt. Bei 14 Häusern bzw. Grundstücken kam es dagegen in der Prognosekarte zu einer signifikanten Unterschätzung des Radongehaltes in der Bodenluft im Vergleich zu den tatsächlich ermittelten Werten, in einem Fall wurden geringere Bodenradon-Aktivitätskonzentrationen als erwartet ermittelt. Auf weiteren 3 Grundstücken war aufgrund zu geringer Datenlage in der Prognosekarte keine Bewertung erfolgt.

Bei der Auswertung der gesamten Daten fiel auf, dass insbesondere im Gebiet Dresden und Umland teils starke Abweichungen der gemessenen Radon-Aktivitätskonzentrationen in der Bodenluft im Vergleich zu den prognostizierten Werten auftraten (42%), während im Raum Erzgebirge/Vogtland in 3 der untersuchten Grundstücke höhere Werte als in der Prognosekarte gemessen wurden, sowie in 1 Fall ein deutlich niedrigerer Wert als erwartet.

Die Ursache für die stärkeren Abweichungen der Erwartungsbereiche im Raum Dresden und Umland ist in der vielschichtigen und stark variablen Geologie dieses Gebietes zu suchen. Tatsächlich wurden in 30% der Fälle, in denen das Radonpotential im Untergrund im Großraum Dresden durch die Erwartungskarte unterschätzt wurde, andere geologische Einheiten als in der Prognosekarte dargestellt gefunden. Dies ist auf die Vereinfachung der Geologie zur Einpassung in die Rasterquadrate zurückzuführen. Im Raum Erzgebirge-Vogtland wurden dagegen infolge der eher homogenen Geologie keine Abweichungen zur dargestellten Geologie bei den untersuchten Grundstücken gefunden. Auffallend war außerdem, dass die im Raum Dresden und Umland hinsichtlich ihres geogenen Radonpotentials am häufigsten unterschätzten geologischen Einheiten „Sandsteine/Tonsteine“ (40%) sowie „Schmelzwasserbildungen“ (20%) waren, möglicherweise führt eine Überprüfung und Erweiterung der Datengrundlage der Prognosekarte zu einer höheren Genauigkeit bei der Abschätzung der Bodenradon-Aktivitätskonzentrationen.

Die Grundlage für die Prognosekarte der Radonkonzentration in der Bodenluft für das Territorium des Freistaates Sachsen stellte die Karte der Radonkonzentration in der Bodenluft für das Gebiet der Bundesrepublik Deutschland dar, die mit Ergebnissen aus einem Messprogramm der BfUL verfeinert wurde (zusammen ca. 1000 Messpunkte). Die Messwerte wurden flächenhaft abstandsgewichtet interpoliert. Weitere verwendete Daten zu Validierung der Prognosekarte waren Uran- und Thoriumgehalte in den Ober- und Unterböden in Sachsen, die Ergebnisse verschiedener aero-gammaspektrometrischer Messungen und daraus berechneter äquivalenter Urankonzentrationen des Oberbodens, Urangelhalte für Gesteinseinheiten aus dem Geochemischen Atlas des Freistaates Sachsen, sowie Urangelhalte im Unterboden aus dem Bodenatlas des Freistaates Sachsen von 1999. Die Geologische Karte GK 200 wurde dabei von 90 auf 30 geologische Einheiten vereinfacht [4].

Im Allgemeinen ist die in den Porenraum der Böden und Gesteine freigesetzte Radonkonzentration durch Einflussfaktoren wie Temperatur, Wetterlage, Luftdruck oder Gaspermeabilität des Bodens erheblichen Schwankungen unterworfen. Selbst die innerhalb eines Grundstückes gemessene Radonkonzentration in der Bodenluft kann um mehr als eine Größenordnung variieren, Bebauung oder sonstige Veränderungen im Untergrund können stark streuende Ergebnisse zur Folge haben. Zudem führt eine Simplifizierung der Geologie in der Prognosekarte zwangsläufig zu Fehleinschätzungen, insbesondere in geologisch vielschichtigen Gebieten.

4. Einfluss geologischer und baulicher Faktoren auf die Radonsituation

Bei der Erstbewertung wurde bei 26% aller untersuchten Häuser eine Überschreitung des Referenzwertes von 300 Bq/m^3 festgestellt. Die Ermittlung der Radon-Aktivitätskonzentration in der Bodenluft der Grundstücke zeigte bei 22 Grundstücken (50%) eine Radon-Aktivitätskonzentration größer als 100 kBq/m^3 in der Bodenluft. Darunter befanden sich 6 Grundstücke (14%) mit Aktivitäten $>200 \text{ kBq/m}^3$. Auf diesen Grundstücken mit einem sehr hohen geogenen Radonpotential überschritt in 67% der Häuser die Radon-Aktivitätskonzentration den Referenzwert von 300 Bq/m^3 (Abb. 3). Dagegen wurde in Häusern mit Bodenradon-Aktivitätskonzentrationen von $40\text{-}100 \text{ kBq/m}^3$ sowie $100\text{-}200 \text{ kBq/m}^3$ auf den Grundstücken in jeweils 24% bzw. 20% der Fälle eine Überschreitung des Referenzwertes festgestellt. Dies bestätigt, dass ein hohes geogenes Radonpotential einen bedeutenden Faktor für die Prognose der Überschreitungswahrscheinlichkeit von 300 Bq/m^3 in Innenräumen darstellt.

Auch das Baujahr eines Hauses zeigte einen deutlichen Effekt auf die Überschreitungswahrscheinlichkeit des Referenzwertes in einem Gebäude (Abb. 3). 46% der Häuser mit Radon-Aktivitätskonzentrationen über 300 Bq/m^3 in Innenräumen wurden vor dem Jahre 1900 erbaut, während bei Gebäuden aus den Jahren 1901–1990 sowie nach 1990 jeweils in weniger als 20% der Häuser der Referenzwert überschritten wurde.

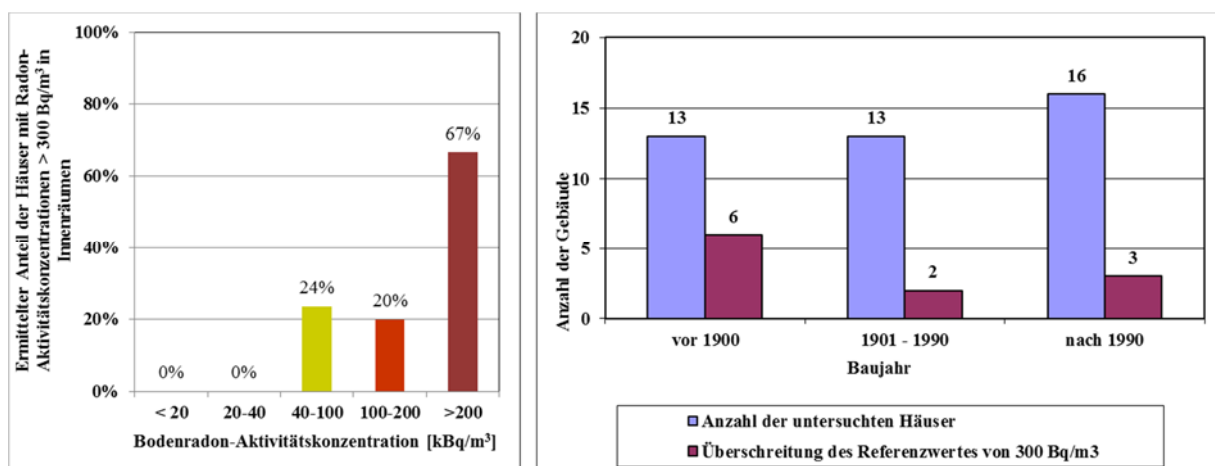


Abb. 3: Einfluss der Bodenradon-Aktivitätskonzentration in der Bodenluft der Grundstücke sowie des Baujahres der untersuchten Häuser auf die Überschreitungswahrscheinlichkeit des Referenzwertes von 300 Bq/m^3 .

Dagegen konnte kein eindeutiger Zusammenhang zwischen der Bauweise eines Hauses (z. B. Art der Unterkellerung und Gründung) und der Überschreitungshäufigkeit des Referenzwertes der Radon-Aktivitätskonzentration von 300 Bq/m^3 in unseren Datensätzen festgestellt werden.

5. Literaturverzeichnis

- [1] DIN ISO 11665-8:2012: Ermittlung der Radioaktivität in der Umwelt Luft: Radon-222 – Teil 8: Methodik zur Erstbewertung sowie für zusätzliche Untersuchungen in Gebäuden. DIN Deutsches Institut für Normung e. V. und VDE Verband der Elektrotechnik Elektronik Informationstechnik e. V.
- [2] RICHTLINIE 2013/59/EURATOM DES RATES, 2013; zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber

ionisierender Strahlung und zur Aufhebung der Richtlinien 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom und 2003/122/Euratom

- [3] Karte: Erwartungswerte der Radonkonzentration in der Bodenluft im 1x1 km Raster. Staatliche Betriebsgesellschaft für Umwelt und Landwirtschaft.
- [4] http://www.umwelt.sachsen.de/umwelt/download/strahlenschutz/Rn-1x1km_Raster_Grd_GrKrStadt_BAB_DD-L-C_t30.png
- [5] Neuberechnung der Karte der Radonkonzentration in der Bodenluft für das Territorium des Freistaates Sachsen. Abschlussbericht, Kemski & Partner, Beratende Geologen, Bonn, 14. Juni 2010 im Auftrag von: Staatliche Betriebsgesellschaft für Umwelt und Landwirtschaft.

RADON IN SCHULEN – EINE ERHEBUNGSMESSUNG IN BADEN-WÜRTTEMBERG

RADON IN SCHOOLS – AN ELEVATION MEASUREMENT IN SCHOOLS IN BADEN-WUERTTEMBERG

I. Fesenbeck¹⁾, Chr. Naber¹⁾, G. Frank¹⁾, Chr. Wilhelm¹⁾, M. Schaller¹⁾

¹⁾Sicherheit und Umwelt, Karlsruher Institut für Technologie, Deutschland

Zusammenfassung

Mit durchschnittlich 1,1 mSv effektiver Dosis pro Jahr entsteht durch Radon und seine Folgeprodukte der größte Anteil der natürlichen Strahlenexposition bei der Bevölkerung. Im Zuge der Umsetzung der neuen EU-Richtlinie 2013/59/EURATOM [1] vom 17.01.2014 sollen die Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung angepasst, und der Geltungsbereich in den EU-Staaten erweitert werden.

Ziel des Projekts „Radon in Schulen“ ist es eine flächendeckende Erhebungsmessung der Radonraumluftkonzentration in baden-württembergischen Schulen durchzuführen und mögliche Gefährdungen durch Radon-222 und den Radonfolgeprodukten zu untersuchen.

Für das Projekt wurden 1600 Schulen ausgewählt und über ein Informationsschreiben gebeten teilzunehmen. Die Hälfte der Schulen ist flächendeckend in Baden-Württemberg verteilt. Die weitere Hälfte befindet sich in Gebieten mit erhöhtem Radonpotential. Die Radonraumluftkonzentration wird passiv mittels Karlsruher Radonexposimetern bestimmt. Darauf folgend werden aktive Radonmessungen bei auffälligen Schulen sowie Informationsveranstaltungen für Kommunen, das Lehrerkollegium und für interessierte Eltern und Schüler angeboten.

Summary

With an effective dose of about 1.1 mSv per year, radon and its secondary products have the biggest share in the population's natural radiation exposure. For implementation of the new EU directive 2013/59/EURATOM [1] dated January 17, 2014, it is now planned to adapt the limit values of the Radiation Protection Ordinance and to extend the scope of validity in the EU member states. The “Radon at Schools” project is to cover an area-wide survey of radon concentrations in room air of schools in Baden-Württemberg. Potential hazards caused by radon-222 and secondary products of radon are to be studied.

For the project, 1600 schools were selected and requested to participate by an information letter. Half of the schools is distributed over the entire area of Baden-Württemberg. The other half is located in areas of increased radon potential.

Radon concentration in room air is determined passively by Karlsruhe radon exposimeters. Subsequently, active radon measurements will be made at conspicuous schools and information events will be offered for municipalities, teachers, interested parents, and pupils.

Schlüsselwörter Radon, natürliche Strahlenexposition, Radon in öffentlichen Gebäuden

Keywords Radon, natural radiation exposure, radon in public buildings

1. Natürliche Strahlenexposition durch Radon

Radon stammt aus dem Zerfall von Uran, das sich natürlicherweise in unserem Erdboden befindet. Das radioaktive Edelgas trägt mit seinen Folgeprodukten mit rund 50% zur natürlichen Strahlenexposition der Bevölkerung bei. Über die Atmung gelangt Radon in die Lunge. Die von Radon und seinen Folgeprodukten ausgehende Alpha-Strahlung führt zu einer Strahlenexposition der Lunge. Diese Exposition ist neben dem Rauchen der zweitgrößte Risikofaktor für Lungenkrebs in Deutschland [2] [3]. Aus diesem Grund wird es in Zukunft gesetzlich verankerte Referenzwerte für Radonkonzentrationen geben. Zur Diskussion stehen 300 Bq/m^3 oder 100 Bq/m^3 .

Radon kann über Risse, Spalte oder Löcher aus dem Boden in das Gebäude gelangen. Dort reichert es sich in der Raumluft an. Je nach Bauweise, Alter und Zustand des Gebäudes kann die Radonkonzentration deutlich unterschiedliche Werte annehmen. Die Konzentration von Radon nimmt mit höheren Stockwerken hin ab.



Abb.1: Schematische Verteilung der Radonkonzentration in einem Gebäude

2. Messung der Radonraumluftkonzentration

Grundsätzlich unterscheidet man bei der Messung der Radonkonzentration zwischen passiven und aktiven Messmethoden:

Bei aktiven Radonmessgeräten wird die radonhaltige Luft über Ventilation oder Diffusion in eine Messkammer oder auf einen Filter befördert. Diese Messgeräte besitzen eine feste Stromversorgung oder eine Batterie und können i.d.R. die durchschnittliche Radonkonzentration über einen kurzen Zeitraum ermitteln. Die Radonkonzentration kann meist direkt am Messgerät abgelesen werden.

Passive Radonmessungen werden u.a. mittels Kernspurdetektoren oder Aktivkohle durchgeführt. Im Gegensatz zur aktiven Messmethode wird bei der passiven Radonmessung ein Messgerät für einen längeren Zeitraum ausgelegt und anschließend in einem Labor ausgewertet. Das Messgerät selbst besitzt keine Anzeige. Die Messergebnisse der Radonkonzentration werden nach der zeitversetzten Auswertung ermittelt. Am Radonlabor des Karlsruher Instituts für Technologie werden passive Radonmessungen mittels Makrofol-Kernspurdetektoren (siehe Abb. 2) durchgeführt. Der Kernspurdetektor wird für typischerweise 100 Tage in einem Raum ausgelegt und anschließend im Radonlabor ausgewertet. Aufgrund

der langen Messdauer können tägliche Schwankungen der Radonkonzentration sowie unterschiedliche Lüftungsverhalten herausgemittelt werden.



Abb.2: Karlsruher Radonexposimeter (Einzelansicht)

3. Messkampagne Radon in Schulen

Für die Messkampagne: „Radon in Schulen“ wurden rund 1600 baden-württembergische Schulen ausgewählt und über ein Informationsschreiben gebeten an einer Radonmesskampagne teilzunehmen. Die Hälfte der Schulen ist flächendeckend auf Baden-Württemberg verteilt. Die restlichen Schulen befinden sich in Gebieten mit erhöhtem Radonpotential. Bei rund 3000 Messungen mit dem Karlsruher Radonexposimeter wird die Radon-Situation von Schülern und dem Schulpersonal in Baden-Württemberg bestimmt und ausgewertet. Im Anschluss an die passive Messkampagne werden aktive Radonmessungen an auffälligen Schulen durchgeführt. Im Rahmen von Informationsveranstaltungen werden die betroffenen Schulangestellten und Schüler über das Thema Radon informiert. Sowohl der messtechnische Aufwand, als auch die Administration der Messkampagne stellen ein Labor vor einige Herausforderungen.

4. Radonerhebungsmessung – eine Herausforderung in unbekanntem Gebäuden

Ziel der Radonerhebungsmessung ist eine möglichst umfassende Bestimmung der Radon-Situation an baden-württembergischen Schulen. Die passiven Radonmessgeräte werden aufgrund der großen Anzahl und der kurzen Projektdauer parallel an den Schulen ausgelegt. Aus diesem Grund wurde ein Online-Portal für die Schulen eingerichtet. Für die Teilnahme an der Erhebungsmessung wurden die Schulen gebeten, einen Fragebogen mit 13 Fragen zu Ihrer Schule und Ihrem Schulgebäude auszufüllen. Mithilfe der daraus resultierenden Informationen konnte das Labor automatisiert eine Messgerätezuordnung für die teilnehmenden Schulen vornehmen. In die Messgerätezuordnung fließen u.a. Antworten auf die Fragen „Ist Ihre Schule unterkellert?“ oder „Wie viele häufig genutzte Räume (wie Klassenzimmer, Hausmeisterbüros, etc.) befinden sich in Ihrem Erdgeschoss?“ ein. Der Fragebogen hat dem Labor eine möglichst aussagekräftige Verteilung der rund 3000 Messorte auf die teilnehmenden baden-württembergischen Schulen ermöglicht.

Neben der Verteilung der Messgeräte wurde mit dem Online-Portal eine umfangreiche Messgeräteverwaltung geschaffen. Teilnehmende Schulen erhielten die Möglichkeit, die Daten ihrer Radon-Messgeräte (u.a. Messperiode, Messort, Raumnutzung, etc.) online einzutragen und dem Radonlabor für die darauffolgende Auswertung zur Verfügung zu stellen. Mithilfe des Online-Portals konnten unter relativ geringem administrativem Aufwand ausreichend viele Informationen seitens der Schulen für die Auswertung gesammelt werden [4].

5. Teilnehmende Schulen in Baden-Württemberg

Mit rund 220 teilnehmenden Schulen - das entspricht einer Teilnehmerquote von ca. 14% - konnte das Projekt der Radonerhebungsmessung gestartet werden. Die teilnehmenden Schulen sind homogen über gesamt Baden-Württemberg verteilt. Es nehmen ausreichend viele Schulen in sowohl radongefährdeten Bereichen, als auch Bereichen mit geringerer Radonbodenluftkonzentration teil.

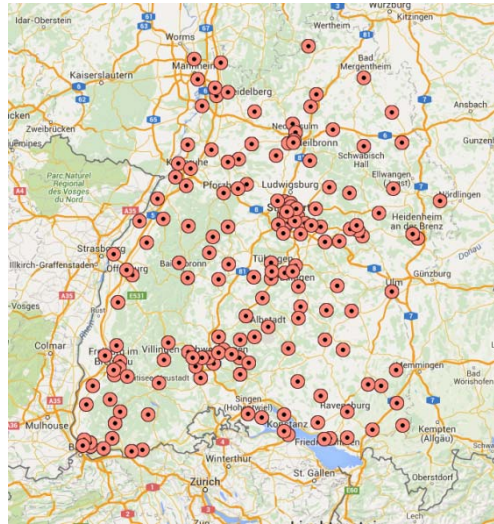


Abb. 4: Geographische Verteilung der teilnehmenden Schulen in Baden-Württemberg

6. Zusammenstellung der erzeugten Ergebnisse

Nach Auswertung von 2200 Exosimetern wurden 36 Schulen identifiziert, welche Aufenthaltsräume mit durchschnittlichen Radonkonzentrationen über dem neu definierten, maximalen Referenzwert von 300 Bq/m³ aufweisen. Insgesamt wurden 106 Schulen identifiziert, in denen Aufenthaltsräume mit Radonkonzentrationen größer 100 Bq/m³ existieren.

Zur Überprüfung der allgemeinen Radon-Situation der teilnehmenden Schulen werden die Ergebnisse der passiven Radonmesskampagne herangezogen. Eine Unterscheidung der Radonkonzentration am Tag und der Nacht sowie während der Ferienzeiten ist mittels passiver Messung nicht möglich. Bei auffälligen Messergebnissen sind weitere aktive Messungen an den Schulen vor Ort notwendig, um die Radon-Situation für die jeweilige Schule genau zu bestimmen. An neun besonders auffälligen Schulen wurde bereits eine aktive Radonmessung zur Prüfung der Radonkonzentration unter Einbeziehung des Lüftungsverhaltens durchgeführt.

6.1 Passive Messkampagne

Rund 95% der Radonmessgeräte wurden nach dem Einsatz in den Schulen wieder funktionstüchtig an das Labor zurückgesendet. Nur sehr wenige Messgeräte konnten nicht ausgewertet werden oder sind während der Messung verloren gegangen.

Die Ergebnisse der passiven Radonmesskampagne können unter verschiedenen Gesichtspunkten ausgewertet werden. Im Folgenden ist ein Teil der grundlegenden Ergebnisse zusammengefasst:

- Der Durchschnitt der Radonkonzentration der ausgewerteten Schulräume beträgt 104 Bq/m³.
- In 144 von 2226 Räumen wurde eine Radonkonzentration über dem neu definierten maximalen Referenzwert von 300 Bq/m³ festgestellt. 80 dieser Räume sind Aufenthaltsräume.
- Aufgrund des Gebäudealters kann kein Trend in der Radonkonzentration festgestellt werden, da zu viele weitere Faktoren (u.a. Lüftungsverhalten, energetische Sanierung, die Radonbodenluftkonzentration, etc.) Auswirkungen auf das Messergebnis haben.

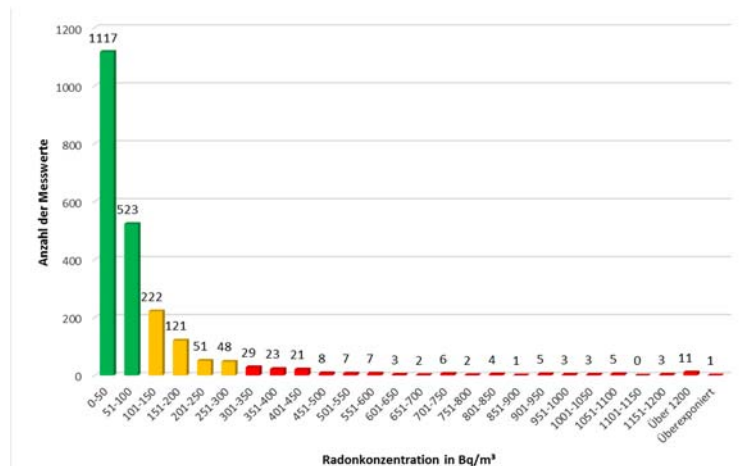


Abb. 4: Anzahl der Messergebnisse in unterschiedlichen Konzentrations-Klassen

6.2 Aktive Messkampagne

Zur Prüfung der Radonkonzentration während Tag- und Nachtzeiten sowie der Radonkonzentration an nicht gelüfteten Tagen, wie bspw. Ferienzeiten, werden aktive Radonmessungen an auffälligen Schulen angeboten. Für aktive Radonmessungen werden die zu messenden Räume für mehrere Stunden/Tage nicht gelüftet, um eine angereicherte Radonkonzentration zu messen. Anschließend wird ein Lüftungsprofil des Raumes aufgenommen, um die Radonkonzentration bei größerem Luftwechsel zu simulieren und Empfehlungen für die betroffenen Schulen aussprechen zu können.

In einem Gymnasium im Schwarzwald wurden auffällige passive Radonmessergebnisse in Keller- und Aufenthaltsräumen der Schule festgestellt. Grund für eine Überprüfung der Radonkonzentration bei unterschiedlichen Lüftungsverhalten war die durchschnittliche Radonkonzentration von rund 850 Bq/m³ in einem häufig genutzten Lehrerzimmer mit rund 45 Lehrerkollegen. Für die aktive Radonmessung wurde das Lehrerzimmer für einen gesamten Tag nicht gelüftet und am darauffolgenden Tag die Radonkonzentration aktiv bestimmt. Darauffolgend wurde das Zimmer für 20 Minuten gelüftet und der Abfall der Konzentration sowie der anschließende Aufbau überprüft (siehe Abb. 5).

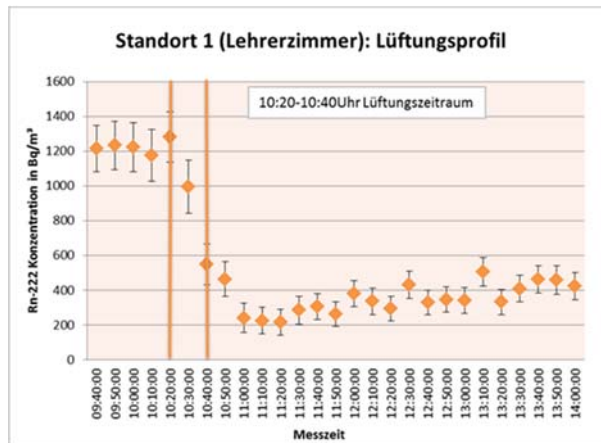


Abb. 5: Radonkonzentration nach ausreichender Lüftung in einem Lehrerzimmer

6.3 Bewertung der Messkampagne

In 80 von 1547 gemessenen Aufenthaltsräumen wurde eine durchschnittliche Radon-Aktivitätskonzentration von $\leq 300 \text{ Bq/m}^3$ festgestellt. In einem Großteil der Räume konnte mithilfe von aktiven Messungen die erfolgreiche Minimierung der Radonkonzentration mittels technischer oder händischer Lüftung sowie mittels baulichen Maßnahmen nachgewiesen werden. Es wurden mehrere Handlungsempfehlungen ausgesprochen. Bei mehreren Informationsveranstaltungen konnten interessierte Lehrer, Schüler, Eltern und Gebäudeverantwortliche über das Thema „Radon – eine natürliche Strahlenbelastung“ informiert werden.

7. Danksagung

Ein besonderer Dank gilt dem Ministerium für Umwelt, Klima, und Energiewirtschaft Baden-Württemberg, welches das Projekt „Radon in baden-württembergischen Schulen“ im Rahmen des Förderprogramms BWPLUS (Baden-Württemberg Programm Lebensgrundlage Umwelt und ihre Sicherung) unterstützt.

8. Literaturverzeichnis

- [1] Richtlinie 2013/59/EURATOM DES RATES zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung und zur Aufhebung der Richtlinien 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom und 2003/122/Euratom, 17.01.2014
- [2] WHO handbook on indoor radon: a public health perspective, 2009
- [3] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Radon, Merkblätter zur Senkung der Radonkonzentration in Wohnhäusern, Bonn 2004
- [4] Internetauftritt Radon in Schulen: <https://www.sum.kit.edu/Schulen.php>

ENTWICKLUNG EINES VERFAHRENS ZUR BESTIMMUNG VON C-14_{GESAMT} IN GESÄTTIGTEN SALZLÖSUNGEN

DEVELOPMENT OF A METHOD TO DETERMINE THE TOTAL C-14 CONTENT IN SATURATED SALT SOLUTIONS

C. Lucks¹⁾, C. Prautsch¹⁾

¹⁾Bundesamt für Strahlenschutz, Berlin, Deutschland

Zusammenfassung

Bei der hier beschriebenen zweistufigen Methode zur Bestimmung von C-14_{gesamt} in gesättigten Salzlösungen werden die C-14-Gehalte beim Abdampfen der Probe und im verbleibenden Salzlückstand getrennt voneinander bestimmt. Nachdem durch Säurezugabe der anorganische gebundene Kohlenstoff ausgetrieben wurde, folgen mit steigender Temperatur im Probengefäß die leicht- und schwerflüchtigen Bestandteile sowie flüchtige Zersetzungsprodukte, die über einen Sauerstoff-Trägergasstrom in einen Rohrofen übertrieben und dort bei 800 °C katalytisch oxidiert werden. Nachdem das enthaltene Wasser an einem Intensivkühler auskondensiert wurde wird der Gasstrom in eine mit Natronlauge befüllte Gaswaschflasche geleitet und CO₂-frei gewaschen. Analog dazu wird ein Teil des verbliebenen Salzlückstandes im zweiten Teil des Verfahrens direkt in den Ofen gebracht. Nach dem Aufheizen des Katalysators auf 800 °C wird das Salz ebenfalls schrittweise auf 800 °C aufgeheizt. Die nichtflüchtigen C-14 Bestandteile werden dadurch zersetzt und mit Hilfe des Katalysators vollständig oxidiert. Das CO₂ wird wiederum in einer Gaswaschflasche absorbiert. Anschließend wird in beiden Fraktionen das Carbonat als BaCO₃ gefällt. Die Niederschläge werden mit Wasser gewaschen, getrocknet und fein gemörsert. Die Messung erfolgt nach Überschichten des BaCO₃ mit Toluol-Szintillator im Flüssigszintillationszähler. Bei einem Probevolumen von 250 ml wird eine Nachweisgrenze von etwa 0,2 Bq/l erreicht.

Summary

This two-step method described here for the determination of the total carbon-14 content in saturated salt solutions is divided in the analysis of the carbon-14 in the evaporable and the non-evaporable fraction. After driving off the inorganic carbon by acidification, the volatile carbon compounds and volatile decomposition products follow with rising temperature inside the sample vessel in a mild stream of oxygen to a tube furnace equipped with CuO catalyst for oxidizing the carbon compounds to CO₂ at a temperature of 800 °C. Water is condensed out with an intensive condenser and the released CO₂ is absorbed in a wash bottle filled with sodium hydroxide. Similarly, an aliquot of the evaporation residue is put in the first zone of the tube furnace during the second step of the analysis. After heating the catalyst in the second zone of the furnace to 800 °C the residue is heated stepwise to 800 °C. By proceeding in this way, the non-volatile compounds are decomposed or oxidised in the oxygen stream and finally completely oxidized by the aid of the catalyst. The released CO₂ is again absorbed in another wash bottle. The carbonate of each fraction is then precipitated as BaCO₃ separately. Finally, the precipitate is washed, dried, finely grounded and covered with toluene scintillation cocktail for measurement in a LSC. The detection limit is about 0,2 Bq/l for a sample volume of 250 ml.

Schlüsselwörter C-14, gesättigte Salzlösung

Keywords total C-14, saturated salt solution

1. Einleitung

Seit 2009 [1,2] wurden regelmäßig Untersuchungen an Salzlösungen aus der Schachtanlage Asse II durchgeführt, um die Aktivitätskonzentrationen der darin enthaltenen Radionuklide zu bestimmen. In diesem Zusammenhang galt es zunächst die Methoden für die radiochemische Aufarbeitung dieser hochsalinaren Lösungen zu entwickeln. In den Salzlösungen ist auch das Radionuklid C-14 enthalten. Die Aktivitätskonzentration beträgt zum Teil über 1000 Bq/l. C-14 liegt dabei sowohl in anorganisch als auch organisch gebundener Form vor. Gebräuchliche Methoden zur Bestimmung des Gesamtgehaltes an Kohlenstoff (z. B. TOC) beruhen darauf, den gesamten Kohlenstoff vollständig zu Kohlenstoffdioxid (CO₂) umzusetzen. Dies wird durch thermische Zersetzung oder mithilfe starker Oxidationsmittel wie Kaliumdichromat erreicht. In den Salzlösungen der Schachtanlage Asse II ist dies jedoch nicht ohne weiteres möglich.

2. Schachtanlage Asse II

2.1 Beschreibung

Bei der Schachtanlage Asse II handelt es sich um ein ehemaliges Salzbergwerk in Niedersachsen, in dem von 1909-1964 Kali- und Steinsalze abgebaut worden sind [3]. Im Anschluss daran wurde die Schachtanlage Asse II in den Jahren 1965-1967 umgestaltet, um die Einlagerung radioaktiver Stoffe zu erforschen. Die Einlagerung erfolgte zwischen 1967 und 1978, wobei 125.787 Gebinde (ca. 47.000 m³) mit schwach- und mittelradioaktiven Abfällen eingelagert worden sind. In den Folgejahren bis 1995 wurden Forschungsarbeiten zur Einlagerung durchgeführt. Nach 1995 begann man mit der systematischen Verfüllung der verbliebenen Hohlräume aus dem Salzabbau.

2.2 Salzlösungen in der Schachtanlage Asse II

Auf unterschiedlichen Sohlen der Schachtanlage Asse II treten Salzlösungen auf, die teilweise radioaktiv kontaminiert sind. Die Salzlösungen lassen sich in zwei Gruppen klassifizieren:

- Zutrittslösung, die aus dem umgebenden Wirtsgestein in die Schachtanlage gelangt. Diese ist weitgehend kontaminationsfrei, kann aber beim Kontakt mit der Grubenluft oder den eingelagerten Abfällen kontaminiert werden. Die Zutrittslösung wird auf den verschiedenen Sohlen (553 m, 574 m, 658 m, 725 m und 750 m) mit einem Umfang von ca. 12,5 m³/d gefasst. Der Großteil (11,5 m³/d) davon fällt auf der 658-m-Sohle an [4].
- Lösungen, die aus den versetzten Kaliabbauen austreten

Das Isotop C-14 konnte bislang an verschiedenen Messstellen auf der 750-m-Sohle nachgewiesen werden. Die Salzlösungen, in denen im Jahr 2015 [4] C-14 Bestimmungen vorgenommen worden sind, beinhalten hauptsächlich Magnesium (Median: 76 g/l), Natrium (Median: 18,5 g/l), Kalium (Median: 9,3 g/l) und Ammonium (bis zu 3 g/l) als Kationen sowie Chlorid (Median: 237 g/l), Sulfat (Median: 32 g/l) und Bromid (Median: 3,2 g/l) als Anionen. Bei der Probenahme wiesen die Lösungen Dichten von 1,205 kg/l bis 1,335 kg/l (Median: 1,28 kg/l) sowie Temperaturen zwischen 31,2 °C und 36,5 °C (Median: 33,1 °C) auf.

3. Beschreibung der Methodik

3.1 Allgemeines

Um die Aktivität von $C-14_{\text{gesamt}}$ in den gesättigten Salzlösungen bestimmen zu können, muss zuvor der Kohlenstoff in eine genau definierte Form überführt werden. Die direkte Messung der Salzlösung ist in der Regel nicht möglich, da weitere Radionuklide, vor allem H-3 und Cs-137, in der Lösung vorhanden sein können. Zur Überführung ist dabei die Oxidation zu CO_2 gängige Praxis. Dazu sind folgende Möglichkeiten denkbar:

- Veraschen der Probe im Sauerstoffstrom (vergleichbar mit der TOC-Bestimmung)
- chemische Oxidation mittels Dichromat (vergleichbar mit der CSB-Bestimmung)

Die chemische Oxidation scheidet bei den hochsalinaren Asse-Lösungen aus, da unter den Bedingungen Chlorid zu Chlor oxidiert werden würde. Ein Maskieren des Chlorids, beispielsweise durch Fällung mittels Quecksilber(I)-sulfat, ist aufgrund der hohen Chloridkonzentration und in Anbetracht der hohen Giftigkeit von Quecksilberverbindungen nicht sinnvoll.

Somit bleibt als Möglichkeit der Oxidation nur die Veraschung in einem geeigneten Ofen. Hierbei muss bei der Entwicklung einer Methode allerdings beachtet werden, dass die Lösungen eine hohe Salzfracht (ca. 380 g/l) aufweisen.

Schließlich muss aus dem freigesetzten CO_2 ein messbares Präparat gewonnen werden. Dazu wird dieses in der Regel in eine Lauge, beispielsweise Natronlauge, geleitet und als Carbonation fixiert [5]. Anschließend wird das Carbonat meist durch eine Erdalkalicarbonat-Fällung, bspw. als $BaCO_3$, abgetrennt. Das Carbonatpräparat kann dann entweder mit Szintillator gemischt und gemessen werden oder es wird erneut mit Salzsäure gelöst und das freigesetzte Gas in spezielle Szintillationscocktails, wie Oxosol C-14 (National Diagnostics) oder Oxysolve C-400 (Zinsser), geleitet, die das CO_2 direkt aufnehmen können. Diese Cocktails enthalten meist tertiäre Amine, die das CO_2 unter Carbamatbildung chemisch binden. Eine weitere Möglichkeit stellt die Umsetzung des CO_2 zu Benzol dar, die bei der C-14-Datierung angewandt wird, aber einen erheblichen präparativen Mehraufwand darstellt.

3.2 Probenvorbereitung

Da die unter Tage entnommenen Salzlösungen während des Transports abkühlen, treten meist Ausfällungen auf. Die Probe wird daher entweder unmittelbar nach der Probenahme mit einer definierten Menge deionisierten Wassers versetzt oder vor der Aufarbeitung im Labor durch vorsichtiges Erwärmen vollständig gelöst. 250 ml der Salzlösung werden in einen Dreihalskolben gegeben und mit 10 mL 1 M Natriumcarbonatlösung versetzt, um sicherzustellen, dass genügend CO_2 freigesetzt wird, um mindestens 2 g $BaCO_3$ zu erhalten. Außerdem werden 4 ml Entschäumer (bspw. auf Basis von Polydimethylsiloxan) zugegeben.

3.3 Radiochemische Trennung

Nach dem Aufbauen der Anlage gemäß Abb. 1 wird der Gasstrom (O_2) gestartet und der Ofen auf 800 °C erhitzt. Unter stetem Rühren mit einem Flügelrührer aus Glas werden nun 10 ml 8 M Salzsäure zugetropft und die Temperatur durch den Heizpilz auf etwa 60 °C angehoben. Durch die Säurezugabe werden die enthaltenen Carbonate und Hydrogencarbonate als CO_2 ausgetrieben. Bei den betrachteten Proben entspricht dies dem anorganisch gebundenen

Kohlenstoff. Leicht flüchtige organische Bestandteile können hier auch schon ausgetrieben werden. Diese werden im Ofen bei 800 °C thermisch zersetzt und am Cu(I)/Cu(II)-oxid-Katalysator vollständig zu CO₂ oxidiert. Anschließend wird die Lösung abgedampft. Dabei werden Temperaturen oberhalb von 250 °C erreicht. Durch das Rühren wird sichergestellt, dass sich keine Salzkruste ausbilden kann und der Salzurückstand feinkörnig bleibt. Außerdem verhindert der Zusatz des Entschäumers, dass es während des Eindampfens zu Verpuffungen oder Schaumbildung kommt. Der Dampf wird über den Ofen geleitet, in dem wiederum die vollständige Oxidation stattfindet. Im nachgeschalteten Intensivkühler wird das Wasser auskondensiert. Dies dient somit gleichzeitig als Tritiumfalle. Der Gasstrom wird nun in eine mit Natronlauge befüllte Gaswaschflasche geleitet, in der das enthaltene CO₂ als Carbonat absorbiert wird. Nach dem Trockenfallen der Probe wird die Anlage noch mindestens 30 min mit Sauerstoff gespült.

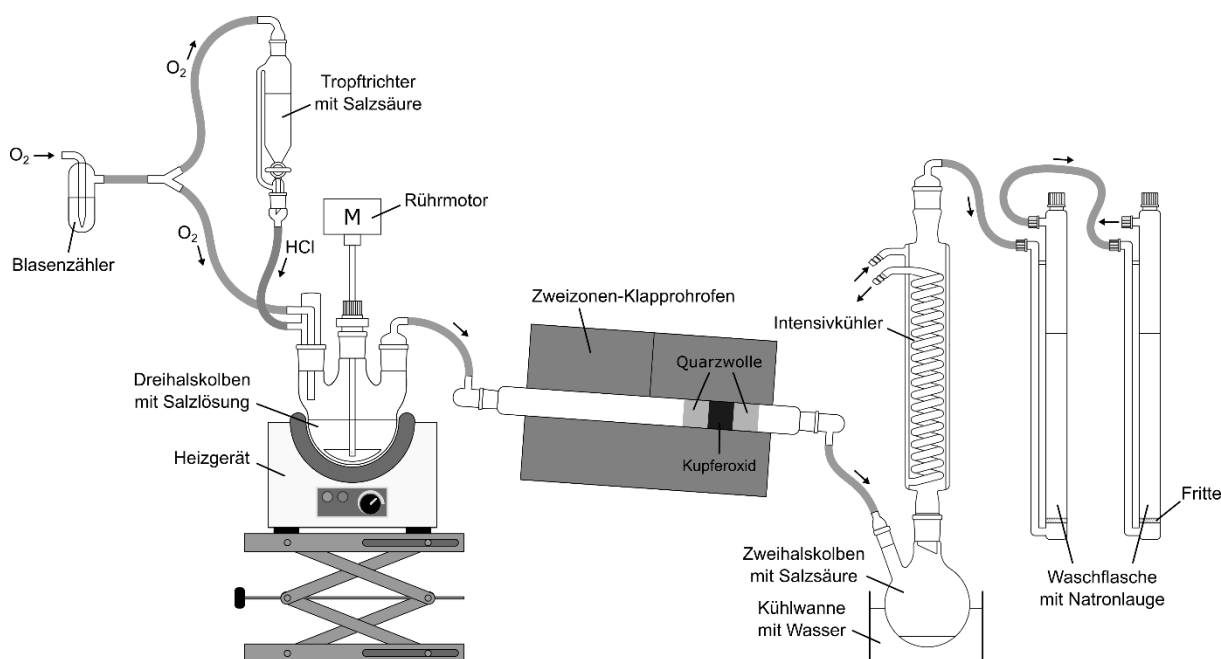


Abb. 1: Anlage zur Bestimmung von C-14gesamt.

Da bei einem Probevolumen von 250 ml etwa 100 g bis 120 g Rückstand anfallen, wird lediglich ein Aliquot des Rückstandes (10 g bis 30 g) ausgewogen und in den vorderen Teil des Klappofens gebracht. Der Katalysator im hinteren Teil des Ofens wird erneuert und das Ofenrohr wird in Abweichung zu Abb. 1 direkt mit dem Blasenähler verbunden. Zunächst wird der Katalysator in der zweiten Heizzone des Ofens im Sauerstoffstrom auf 800 °C aufgeheizt. Danach wird der Salzurückstand in der ersten Heizzone des Ofens stufenweise bis auf 800 °C erhitzt. Die enthaltenen Kohlenstoffverbindungen werden dadurch zunächst getrocknet und anschließend vollständig oxidiert und das CO₂ in einer Gaswaschflasche festgehalten.

Das Carbonat in den Waschflaschen wird durch Zugabe eines Überschusses an BaCl₂-Lösung bei etwa 60 °C unter Rühren ausgefällt. Der Niederschlag wird mehrfach mit Wasser gewaschen bis das Waschwasser einen neutralen pH erreicht hat. Der Niederschlag wird im Trockenschrank getrocknet und anschließend gemörsert.

3.4 Messung

Zur Messung werden 2 g BaCO₃ mit 10 ml Toluol-Szintillator überschichtet und im Flüssigszintillationszähler (Packard Tricarb 3170) gemessen. Im Messbereich von 2-50 keV wird dabei eine Messeffektivität von ca. 61 % bei einer Nulleffektzählrate von ca. 7,2 cpm erreicht. Eine Quenchkorrektur ist nicht notwendig. Bei dem eingesetzten Probenvolumen von 250 ml wird eine Nachweisgrenze von etwa 0,2 Bq/l für die Fraktion I erreicht. Für die Fraktion II (Salzrückstand) erhöht sich die Nachweisgrenze entsprechend des eingesetzten Aliquots.

4. Ergebnisse

In Tab. 1 sind die Ergebnisse der 2015 untersuchten Salzlösungen aus der Schachanlage Asse II [4] dargestellt. Höhere Aktivitätskonzentrationen von C-14_{gesamt} (> 100 Bq/l) wurden an drei Messstellen festgestellt, an denen mit ca. 3 MBq/l auch die höchsten Tritiumaktivitätskonzentrationen gemessen wurden. Messungen von C-14_{anorg} und C-14_{gesamt} wurden sowohl durch das BfS als auch ein beauftragtes Labor vorgenommen. Die Messergebnisse der hier vorgestellten Messmethode sind i. A. höher als mit der extern vergebenen Messung von C-14_{gesamt}, bei der ein einstufiges Verfahren ohne Untersuchung des Rückstandes angewandt wurde.

An der Messstelle P750042 wird mit der neu entwickelten Methode eine Aktivitätskonzentration von ca. 650 Bq/l gemessen, wobei die nichtflüchtigen Bestandteile einen Anteil von ca. 20 % ausmachen. Die Ergebnisse sind unter Beachtung der auftretenden Messunsicherheiten mit den Messungen des externen Partners (560 Bq/l) vergleichbar.

Für die Messstelle P750043 ergibt sich für C-14_{gesamt} eine Aktivitätskonzentration von ca. 260 Bq/l. Der Anteil der nichtflüchtigen Bestandteile ist hier mit 80 % allerdings wesentlich höher als bei P750042. Sofern bei beiden Proben vergleichbare Temperaturen während des Abdampfens erreicht worden sind, muss die Zusammensetzung der C-14-Bestandteile daher deutlich voneinander verschieden sein. Die externe Messung lieferte mit 180 Bq/l einen auch unter Berücksichtigung der Fehlertoleranzen geringeren Wert.

Tab.1: Ergebnisse der C-14_{gesamt}-Bestimmungen an verschiedenen Messstellen der Asse II [4].

Messstelle	C-14 _{anorg} [Bq/l] ¹⁾		C-14 _{gesamt} [Bq/l] ¹⁾			
	BfS	extern	Neue Methode			extern
			Austreibbar	Salz	Gesamt	
L658008	< 0,07	< 0,06	< 0,18			< 0,07
P750006-1	< 0,05	< 0,08	Nicht gemessen			< 0,10
P750006-2	0,06 ± 0,02	< 0,06	Nicht gemessen			< 0,09
P750041	0,08 ± 0,04	< 0,08	Nicht gemessen			2,9 ± 0,3
P750042	21,2 ± 3,2	18,5 ± 1,7	511 ± 73	136 ± 20	647 ± 93	560 ± 50
P750043	11,6 ± 1,7	11,9 ± 1,1	45,3 ± 6,5	209 ± 30	255 ± 37	180 ± 20
P750044	0,47 ± 0,08	0,27 ± 0,04	282 ± 41	65 ± 10	347 ± 50	68 ± 7
P750071	< 0,05	< 0,06	Nicht gemessen			< 0,10
P750084	0,08 ± 0,04	0,10 ± 0,05	Nicht gemessen			4,3 ± 0,5

¹⁾ Die angegebenen Unsicherheiten beziehen sich auf ein Vertrauensniveau von 95 %.

Bei der Messstelle P750044 unterscheiden sich die Ergebnisse zwischen der neuen Methode und der externen Messung deutlich. Während die hier beschriebene Methode mit ca. 350 Bq/l (Anteil nichtflüchtiger Bestandteile ca. 20 %) einen vergleichsweise hohen Wert lieferte, ergab die externe Messung lediglich 70 Bq/l. In den Jahren zwischen 2008 und 2015 wurden an der Messstelle zwischen 6,3 Bq/l und 78 Bq/l ermittelt. Aufgrund der großen Unterschiede zur externen Messung wurde eine Doppelbestimmung durchgeführt und Einzelwerte von 360 Bq/l und 335 Bq/l ermittelt. Diese großen Unterschiede sind anhand des Anteils nichtflüchtiger Bestandteile nicht zu erklären.

Die in den Salzlösungen bestimmten Gehalte an anorganisch gebundenem C-14 stimmen für beide Labore ebenfalls mit Ausnahme der Messstelle P750044 im Rahmen der Messunsicherheiten überein. Bei den Messkampagnen im Jahr 2011 (BfS: 0,58 Bq/l; extern: <0,09 Bq/l) und 2013 (BfS: 0,81 Bq/l; extern: 0,11 Bq/l) waren ebenfalls Unterschiede an dieser Messstelle zu beobachten [4]. Für die Probenahme bleibt festzuhalten, dass die Proben für die eigenen Messungen und die externe Messung durch Teilung aus einem Kanister vorgenommen worden sind. Der wichtigste Unterschied zwischen den Teilproben bestand darin, dass die Proben für die eigenen Messungen bereits vor Ort verdünnt worden sind, während die Proben zur externen Messung unverdünnt versandt worden sind. Bislang ist ungeklärt, wodurch die Unterschiede, die lediglich an dieser Messstelle auftreten, hervorgerufen werden.

5. Ausblick

In weiteren Untersuchungen der Salzlösungen soll der Einfluss der Probenahme bzw. der Probenvorbehandlung speziell an der Messstelle P750044 untersucht werden. Außerdem soll durch den Einsatz verschiedener C-14 Aktivitätsstandards herausgefunden werden, wie sich verschiedene Verbindungen auf die beiden Fraktionen verteilen.

6. Literaturverzeichnis

- [1] Beprobung und Analyse von Salzlösungen und Salzen 2011 – Schachanlage Asse II; Internet
<http://www.asse.bund.de/SharedDocs/Downloads/Asse/DE/IP/standortueberwachung/11118-beprobung-analyse-salzloesungen-2011.html> (besucht am 02.08.2016)
- [2] Beprobung und Analyse von Salzlösungen, Salzen und Grundwässern 2013 – Schachanlage Asse II; Internet
<http://www.asse.bund.de/SharedDocs/Downloads/Asse/DE/IP/standortueberwachung/31113-beprobung-analysen-salzloesungen-2013.html> (besucht am 02.08.2016)
- [3] Was ist Asse? > Die Geschichte der Asse: Vom Salzbergwerk zum Atomlager; Internet
http://www.asse.bund.de/Asse/DE/themen/was-ist/geschichte/geschichte_node.html
(besucht am 17.06.2016)
- [4] Beprobung und Analyse von Salzlösungen und Salzen 2015, Schachanlage Asse II, 9A-65161000, LE-RB-0014, 13.11.2015, Bundesamt für Strahlenschutz

- [5] Woo, H. J.; Chun, S. K.; Cho, S. Y.; Kim, Y. S.; Kang, D. W.; Kim, E. H.: Optimization of liquid scintillation counting techniques for the determination of carbon-14 in environmental samples, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, Vol. 239, No. 3 (1999) 649-655

UMSETZUNG DER DIN ISO 11929 FÜR DIE STRAHLENSCHUTZMESSTECHNIK IN KERNTÉCHNISCHEN ANLAGEN

S. Gloris¹⁾, O. Mende¹⁾

¹⁾TÜV NORD SysTec GmbH Co. KG, Strahlenschutztechnik, Hamburg, Deutschland

Die im Jahr 2011 erschienene DIN ISO 11929 macht Vorgaben bzgl. der Bestimmung der charakteristischen Grenzen (Erkennungsgrenze, Nachweisgrenze und Grenzen des Vertrauensbereichs) bei Messung ionisierender Strahlung und damit auch für die Strahlenschutzmesstechnik. Für die Anwendung ist das Aufstellen eines Modells zur Auswertung der Messung erforderlich. Den Eingangsgrößen für die Auswertung werden Typ A-Unsicherheiten (wie z. B. Zählstatistik) sowie Typ B-Unsicherheiten zugeordnet, die wiederum in die Berechnung der charakteristischen Grenzen eingehen.

Für die Strahlenschutzmesstechnik in kerntechnischen Anlagen sind im atomrechtlichen Aufsichtsverfahren die Anforderungen der DIN ISO 11929 zu berücksichtigen. Dabei ist sowohl die festinstallierte Messtechnik (z. B. Instrumentierung der Fortluft- und der Abwasserüberwachung) als auch die sonstige Instrumentierung (z. B. Kontaminationsmessgeräte, Wischtestmessplätze, Gammaspektrometriemesssysteme) zu betrachten. Für die einzelnen Messaufgaben gibt es Anforderungen an die charakteristischen Grenzen, die z. B. aus der Genehmigung, den gesetzlichen Vorgaben oder dem betrieblichen Regelwerk resultieren.

Die Umsetzung der DIN ISO 11929 sowie deren Prüfung stellt eine komplexe Aufgabe dar. Vom kerntechnischen Ausschuss (KTA) werden im Rahmen eines Sachstandsberichts Anwendungsbeispiele für die Umsetzung der DIN ISO 11929 bei den KTA-Regeln der Reihe 1500 erstellt, die exemplarisch für ausgewählte Fallbeispiele u. a. Berechnungsmodelle sowie relevante und nichtrelevante Einflussgrößen sowie etwaige korrelierte Eingangsgrößen behandeln. Im Bereich der messtechnischen Umsetzung der §§ 29 und 44 Strahlenschutzverordnung werden in der DIN 25457 Aspekte in Zusammenhang der Umsetzung der DIN ISO 11929 beschrieben; nach den dortigen Regelungen kann entschieden werden, ob eine realistische Auswertung unter Berücksichtigung der Unsicherheitsbeiträge oder aber eine konservative Auswertung durch die überschätzende Wahl eines Parameters und daraus folgend der Vernachlässigung dessen Unsicherheit erfolgt.

Anhand ausgewählter Beispiele wie Gesamtgammamessanlagen im Freigabeverfahren gemäß § 29 der Strahlenschutzverordnung und Gammaspektrometrie wird die praktische Umsetzung der DIN ISO 11929 aus Sicht eines gemäß § 20 AtG im atomrechtlichen Verfahren hinzugezogenen Sachverständigen betrachtet.

METHODIK ZUR BESTIMMUNG DER RADONQUELLSTÄRKE IN GEBÄUDEN

METHOD FOR THE DETERMINATION OF THE RADON ENTRY RATE INSIDE BUILDINGS

T. Neugebauer¹⁾, H. Hingmann¹⁾, J. Buermeyer¹⁾, V. Grimm¹⁾, K. Spruck¹⁾, J. Breckow¹⁾

¹⁾Institut für Medizinische Physik und Strahlenschutz (IMPS), Technische Hochschule Mittelhessen (THM) Gießen, Deutschland

Zusammenfassung

Die Radonquellstärke beschreibt die Radoncharakteristik eines Gebäudes, welche vor allem durch den baulichen Zustand (Dichtheit der Gebäudehülle) und geologische Gegebenheiten (Radonkonzentration der Bodenluft) definiert wird. Berücksichtigt werden bei der Bestimmung alle Radonquellen eines Gebäudes.

Die Ermittlung der Radonquellstärke erfolgt dabei auf Basis der Messung der Radonkonzentration innerhalb eines Gebäudes sowie der Ermittlung des Luftwechsels. Für die Bestimmung des Luftwechsels existieren verschiedene Ansätze, welche in VDI 4300-7 aufgeführt werden. Vorrangig kommen dabei Tracergase zur Anwendung, deren Konzentration über einen zeitlichen Verlauf messtechnisch erfasst wird.

Zunächst wurde die einmalige, punktuelle Einleitung eines Gases in einem Raum untersucht, allerdings konnte der Luftwechsel damit lediglich über relativ kurze Zeiträume ermittelt werden. In der Folge wurde deshalb die konstante Einspeisung eines Indikatorgases an mehreren Stellen angewendet. Der Luftwechsel kann so über mehrere Wochen kontinuierlich und unterbrechungsfrei bestimmt und zur Berechnung der Radonquellstärke verwendet werden. Anhand solcher Messreihen wurden erste Untersuchungen zu Abhängigkeiten der Radonquellstärke durchgeführt.

Summary

The radon entry rate describes the radon characteristics of a building, which are defined by its constructional condition (tightness of building envelope) and the geological realities (radon soil gas concentration). All possible radon sources of a building are considered.

The determination of the radon entry rate is based on the measurement of the radon concentration inside a building and the determination of the air change rate. The air change rate can be calculated via several approaches, VDI 4300-7 provides the most common methods. The main approaches are based on the use of a tracer gas, which concentration is measured over the time.

In a first attempt, a one-time and punctual injection of a tracer gas was used. A disadvantage was that the air change rate could be determined only for short periods. In the follow-up, the constant injection of a tracer gas at multiple spots was executed. With this method, it is possible to calculate the air change rate over several weeks on a continuous base; the data can be used to determine the radon entry rate. Based on those series of measurements a first analysis of possible dependencies of the radon entry rate was performed.

Schlüsselwörter: Radonquellstärke, Radonkonzentration, Luftwechselrate, Tracergas

Keywords: radon entry rate, radon concentration, air change rate, tracer gas

1. Einleitung

Im Dezember 2013 wurde die 2013/59/EURATOM-Grundnorm im Strahlenschutz verabschiedet, die u. a. auch weitreichende Maßnahmen zum Schutz vor Radon in Wohnräumen vorsieht. Die EU-Mitgliedsstaaten sind verpflichtet, die EU-Grundnorm innerhalb von vier Jahren in nationales Recht umzusetzen. Zu diesen Maßnahmen zählen u. a. auch die Einführung eines Referenzwertes für die Radon-Aktivitätskonzentration in Innenräumen und die Etablierung eines Radon-Maßnahmenplans zur Reduzierung langfristiger Risiken durch Radon-Exposition in Wohnungen.

Bisherige Eckpunkte zur Konzeption eines solchen Maßnahmenkataloges können Ergebnisse unterschiedlicher Erhebungsmessungen sein. Dazu gehören Messungen der Radon-Aktivitätskonzentration in der Bodenluft und in Wohnungen. Bodenmessungen zeigen jedoch große Streuungen, kleinflächige Rückschlüsse oder Vorhersagen auf die Radonkonzentration in Innenräumen sind nur in grober Näherung möglich. Ergebnisse von Radonmessungen in Wohnungen unterliegen dem starken Einfluss bewohnerspezifischer Lüftungsgewohnheiten und jahreszeitlichen Abhängigkeiten.

Im Gegensatz dazu erscheint daher ein Ansatz sinnvoll, der sich auf Aussagen zur Radonquellstärke eines Gebäudes stützt. Sie beinhaltet die Gesamtheit aller Radonquellen des Gebäudes und schließt somit die mit der Bodenluft tatsächlich in das Gebäude eindringende Radon-Aktivitätskonzentration ein. Angaben zu Radonquellstärken bieten gegenüber bisherigen Ansätzen den Vorteil, dass sie nicht von der Raumnutzung abhängig sind.

2. Vorgehensweise

Die Anwendbarkeit der hier vorgestellten Methodik wurde bereits in früheren Untersuchungen gezeigt [1]. Das hauptsächliche Anliegen des Projektes war es, die Bestimmung des Luftwechsels zu verbessern um somit die Radonquellstärke über längere Zeiträume als bisher bestimmen zu können. Parallel wurden meteorologische und raumklimatische Parameter erfasst, um später eine Untersuchung möglicher Einflüsse auf die Radonquellstärke durchführen zu können.

3. Theoretische Grundlagen der Radonquellstärke

Das in Gebäuden gemessene Radon kann von unterschiedlichen Quellen stammen. So kann es beispielsweise durch Risse in der Bodenplatte oder undichte Leitungsdurchführungen in das Haus eindringen, weiterhin können auch Baustoffe Radon emittieren. Der hier vorgestellte Ansatz der Radonquellstärke berücksichtigt alle möglichen Quellen und fasst sie in einer Variablen zusammen. Daraus resultiert die pro Zeiteinheit in einem Raum freigesetzte Radonaktivität.

Neben den eigentlichen Quellen existieren zwei weitere Größen, welche die Radonaktivitätskonzentration innerhalb eines Gebäudes beeinflussen: Zum einen der radioaktive Zerfall des Radons, zum anderen die Luftwechselrate.

Der Luftwechsel wird durch die Dichtheit des Gebäudes selbst und das Lüftungs- und Heizverhalten der Bewohner bzw. Nutzer definiert und drückt aus, wieviel Frischluft einem Raum im Verhältnis zu seiner Größe pro Stunde zugeführt wird (Einheit: h^{-1}). Fasst man die oben beschriebenen Sachverhalte in einer Bilanzgleichung unter Berücksichtigung der Umgebungskonzentration des Radons zusammen, so erhält man:

$$\frac{dc_{Rn}(t)}{dt} = -\lambda \cdot c_{Rn}(t) + Q_v(t) + k(t) \cdot c_{Rn,a} - k(t) \cdot c_{Rn}(t) \quad (1)$$

Die Radonquellen werden dabei durch die Radonquellstärke Q_v repräsentiert, weiterhin fließen ein: Der Luftwechsel k , die Radonaktivitätskonzentration im Inneren c_{Rn} und in der Außenluft $c_{Rn,a}$.

Durch Lösen der Gleichung und Umstellen nach Q_v erhält man eine Gleichung, anhand derer die Radonquellstärke berechnet werden kann:

$$Q_v(n) = \frac{c_{Rn(n-1)} \cdot (k(n) + \lambda) + c_{Rn(n)} \cdot (k(n) + \lambda) \cdot e^{(k(n) + \lambda) \cdot \Delta t} - c_{Rn,a} \cdot k(n) \cdot (e^{(k(n) + \lambda) \cdot \Delta t} - 1)}{e^{(k(n) + \lambda) \cdot \Delta t} - 1} \quad (2)$$

Eine ausführlichere Beschreibung zur Ermittlung und sich anschließender Berechnungsprozesse findet sich in [1, 2]. Anhand dieser Gleichung wird noch einmal ersichtlich, welche Größen für die Bestimmung der Radonquellstärke notwendig sind: Die zeitliche Änderung der Radonkonzentration [$c_{Rn(n-1)}$ und $c_{Rn(n)}$] und des Luftwechsels zu diesem Zeitpunkt.

4. Bestimmung des Luftwechsels

Für die Bestimmung des Luftwechsels existieren verschiedene Ansätze, die VDI-Richtlinie VDI 4300-7 (Messen von Innenraumluftverunreinigungen - Bestimmung der Luftwechselzahl in Innerräumen) [3] stellt dabei die wichtigsten vor.

Eine Möglichkeit besteht in der Konzentrationsabkling-Methode. Dabei wird ein geeignetes Indikatorgas (z. B. Kohlenstoffdioxid CO_2 , Schwefelhexafluorid SF_6 oder Distickstoffmonoxid N_2O) einmalig in einen Raum eingeleitet und der Konzentrationsverlauf messtechnisch erfasst. Da es sich bei diesen Gasen um nicht-radioaktive Gase handelt, wird die Abnahme der Konzentration allein durch den Luftwechsel bestimmt, es ergibt sich eine exponentiell abfallende Kurve.

Ein Nachteil bei diesem Vorgehen ist, dass nach der Einleitung des Gases zunächst die Homogenisierung im Raum abgewartet werden muss. In dieser Zeit kann der Luftwechsel nicht sicher bestimmt werden. In Abhängigkeit von der Messposition kann der Luftwechsel in diesem Zeitraum entweder überschätzt oder unterschätzt werden. Erfahrungsgemäß nimmt die Homogenisierung etwa zwei Stunden (Gas: CO_2 , Raumgröße: ca. 60 m^3) in Anspruch.

Ein weiterer Nachteil ist, dass der Luftwechsel mit dieser Methode nur über relativ kurze Zeiträume kontinuierlich erfasst werden kann. Diese ergeben sich aus der maximal (messtechnisch und hinsichtlich der Akzeptanz für den Menschen) und der minimal (hinreichende Messgenauigkeit, insbesondere bei CO_2 mit hohem natürlichen Untergrund) möglichen Tracergaskonzentration. In einem früheren Projekt umfasste dies Zeiträume von etwa 24 h (Randbedingungen: Gas: CO_2 , CO_{2max} : 10.000 ppm, CO_{2min} : 1.000 ppm).

Ein weiterer wichtiger Aspekt ist die Wahl des geeigneten Tracergases. Wie bereits erwähnt, schlägt die VDI-Richtlinie verschiedene Gase vor. Dabei ist zu beachten, ob das verwendete Gas eine natürliche Untergrundkonzentration aufweist. Bei den hier vorgestellten Messungen wurde aufgrund bereits vorhandener Messtechnik und der einfachen Beschaffung Kohlenstoffdioxid eingesetzt. Dieses weist eine Untergrundkonzentration zwischen 400 und 450 ppm auf, dieser Untergrund ist entsprechend von den gemessenen Werten zu subtrahieren. Zusätzlich ist ein unterer Schwellwert zu definieren, ab dem die Berechnung des Luftwechsels abgebrochen werden muss, da eine genügend genaue Bestimmung nicht mehr möglich ist.

Die Berechnung des Luftwechsels erfolgt gemäß der Gleichung:

$$k = \frac{\ln\left(\frac{c_1}{c_2}\right)}{\Delta t} \quad (3)$$

c_1 und c_2 stellen dabei die gemessenen Indikatorgaskonzentrationen dar, von denen ggf. der natürliche Untergrund subtrahiert werden muss. Δt ist der zeitliche Abstand, der zwischen den beiden Konzentrationswerten liegt.

Aufgrund der Erfahrungen mit dieser Methode wurde ein weiterer Ansatz nach der VDI-Richtlinie untersucht. Es handelt sich dabei um die Konstant-Injektions-Methode. Bei dieser wird über den gesamten Messzeitraum ein konstanter Volumenstrom des Indikatorgases in den zu untersuchenden Raum eingespeist.

Dieses Vorgehen zeigte während der Messungen verschieden Vorteile: Eine Homogenisierung ist lediglich zu Beginn einmalig abzuwarten. Diese wurde außerdem dadurch beschleunigt, dass im untersuchten Messobjekt insgesamt sechs Injektionsstellen genutzt wurden. Weiterhin kann das Gas, abhängig von der Injektionsrate und dem Raumvolumen, auf ein bestimmtes Konzentrationsniveau eingestellt werden. Ein Absinken der Konzentration in die Nähe des Untergrundniveaus tritt dabei nur dann auf, wenn sich der Luftwechsel extrem steigert.

Der bedeutendste Vorteil war jedoch der lange Messzeitraum: Mit einem entsprechenden CO_2 -Vorrat (37,5 kg, Injektionsrate: 500 ml min^{-1} , Raumvolumen: ca. 60 m^3) konnte der Luftwechsel für ca. vier Wochen unterbrechungsfrei ermittelt werden.

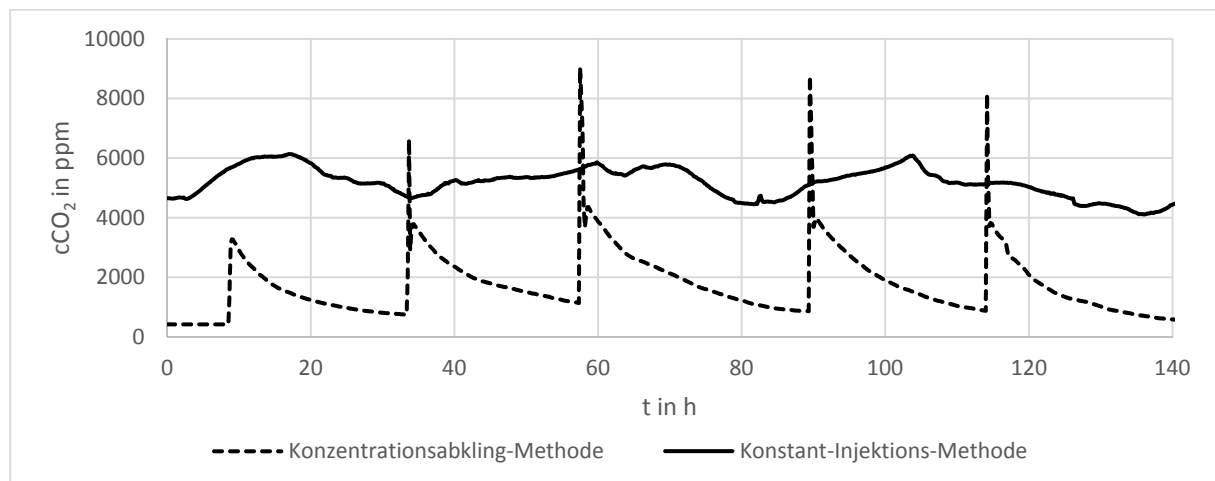


Abb. 1 Gemessene CO_2 -Konzentration für zwei unterschiedliche Methoden zur Luftwechselbestimmung. Bei der Konzentrationsabkling-Methode ist die mehrmalige Einleitung anhand der Peaks gut erkennbar.

Durch die Verfügbarkeit des Luftwechsels über lange Zeiträume ist es nun möglich, die Radonquellstärke in längeren Zeitabschnitten zu untersuchen und mögliche Einflussgrößen zu identifizieren.

Die in der VDI-Richtlinie angegebene Gleichung zur Bestimmung des Luftwechsels nach der Konstant-Injektions-Methode weist nach Untersuchungen im Rahmen dieses Projektes einen Nachteil auf: Durch Berücksichtigung nur eines Konzentrationswertes (des jeweiligen Momentanwertes), kommt es beim plötzlichen Absinken des Luftwechsels zu einer Überschätzung, beim plötzlichen Anstieg zu einer Unterschätzung des Luftwechsels. Besser

wäre in diesem Zusammenhang die Betrachtung der Differenz zwischen zwei Konzentrationswerten. Dies wurde folgendermaßen umgesetzt: In [2] wurde eine Gleichung für die Bestimmung des Luftwechsels bei bekannter Radonkonzentration und bekannter Radonquellstärke ermittelt. Diese wird im Folgenden für die Anwendung von Tracergasen umgeformt:

$$k = \frac{\frac{c_{Rn}(n+1) - c_{Rn}(n)}{\Delta t} - Q_{Rn,V} + \lambda \cdot c_{Rn}(n)}{c_{Rn,a} - c_{Rn}(n)} \quad (4)$$

Durch Verwendung der nicht-radioaktiven Tracergase entfällt der Term für den radioaktiven Zerfall. Zusätzlich wird für die Injektionsrate des Gases („Indikatorgas-Quellstärke“) ein anderes Formelzeichen eingesetzt und eine Anpassung der Gleichung vorgenommen, um aus der Berechnung direkt den Luftwechsel mit der Einheit h^{-1} zu erhalten:

$$k = \frac{\frac{c(n+1) - c(n)}{\Delta t} \cdot q \cdot 60}{c_a - c(n)} \quad (5)$$

Mit der gemessenen Tracergaskonzentration $c(n)$ bzw. $c(n+1)$, der Untergrundkonzentration des Gases c_a , dem Raumvolumen V und der Injektionsrate q des Gases kann der Luftwechsel, wie in Abbildung 2 gezeigt, berechnet werden.

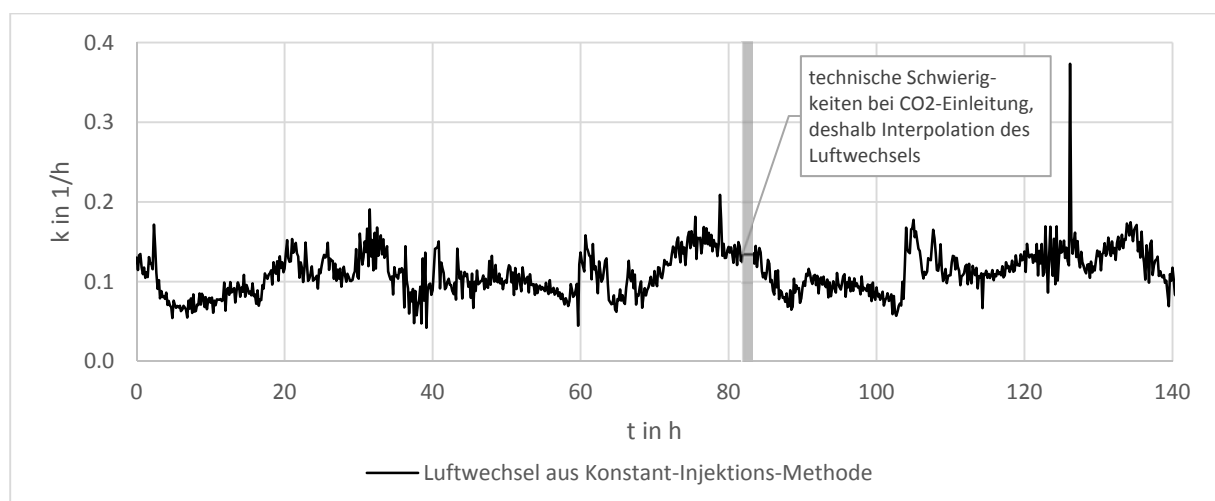


Abb. 2: Berechneter Luftwechsel, basierend auf Kurve 1 aus Abb. 1. Der starke Anstieg des Luftwechsels bei etwa $t = 125$ h ist auch in Abb. 1 durch das Absinken der CO_2 -Konzentration zu erkennen.

5. Ermittelter Radonquellstärkenverlauf

Im untersuchten Messobjekt wurde über einen Zeitraum von ca. sieben Wochen der Luftwechsel und die Radonkonzentration kontinuierlich bestimmt und daraus gemäß Gleichung 2 der Radonquellstärkenverlauf ermittelt (siehe Abbildung 3), es zeigen sich unerwartet starke Schwankungen. Bezogen auf den Gesamtmittelwert beträgt der Schwankungsbereich im gesamten Untersuchungszeitraum -60% bis +100%.

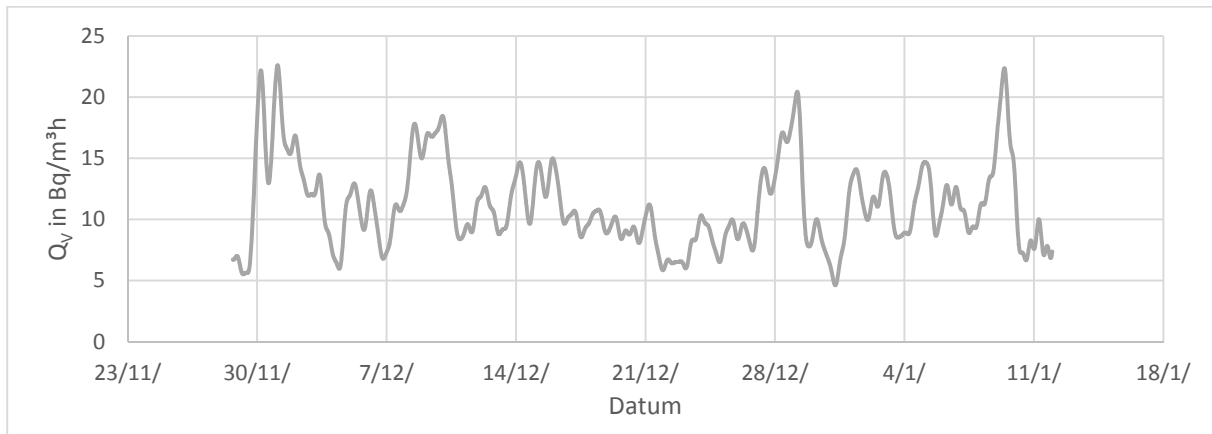


Abb. 3: Verlauf der Radonquellstärke eines ca. siebenwöchigen Messzeitraumes.

Für die Untersuchung möglicher Einflussgrößen wurden die raumklimatischen Parameter (Lufttemperatur, relative Luftfeuchte, Luftdruck) und meteorologischen Parameter (Lufttemperatur, relative Luftfeuchte, Luftdruck, Windrichtung und -geschwindigkeit, Niederschlag) ermittelt.

Die Bestimmung des Differenzdrucks (innen-außen) wurde ebenfalls durchgeführt, durch einen im Nachhinein festgestellten technischen Fehler sind diese Daten jedoch nicht auswertbar.

Eine erste Analyse mit der Statistiksoftware R hat Hinweise ergeben, dass Einflüsse auf die Radonquellstärke durch die Temperaturdifferenz (innen-außen) bestehen. Des Weiteren sind Abhängigkeiten von Druck und Luftfeuchte möglich. Die Ergebnisse lassen jedoch noch keine quantitative Aussage zu, eine eingehendere Untersuchung, insbesondere auch der Druckdifferenz, ist hier notwendig.

6. Danksagung

Das vorgestellte Projekt wurde vom Hessischen Ministerium für Umwelt, Klimaschutz, Landwirtschaft und Verbraucherschutz (HMUKLV) unter dem Kennzeichen HMU32206032 gefördert. Das Hessische Landesamt für Naturschutz, Umwelt und Geologie (HLNUG) unterstützte das Projekt mit der Bereitstellung meteorologischer Daten.

7. Literaturverzeichnis

- [1] T. Neugebauer, H. Hingmann, J. Buermeyer, V. Grimm, J. Breckow, "Radonquellstärke von Gebäuden und Betrachtung ihrer Einflussgrößen" *Tagungsband 8. Gemeinsame Tagung des Österreichischen Verband für Strahlenschutz ÖVS und des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V.*, TÜV Media GmbH, Köln, 2015.
- [2] F. A. Rößler, Entwicklung eines effizienten Messverfahrens zur Bestimmung der Radonkonzentration als Indikator für die Qualität der Innenraumluft, Technische Hochschule Mittelhessen, Gießen, Masterarbeit, 2013.
- [3] VDI-Richtlinie VDI 4300-7: Messen von Innenraumluftverunreinigungen - Bestimmung der Luftwechselzahl in Innenräumen, VDI, Düsseldorf, 2001.

REGRESSIONSANALYSEN VON RADONMESSUNGEN

REGRESSIONANALYSIS OF RADON MEASUREMENTS

J. Buermeyer¹⁾, M. Gundlach²⁾, T. Neugebauer¹⁾, H. Hingmann¹⁾, V. Grimm¹⁾, J. Breckow¹⁾

¹⁾Institut für Medizinische Physik und Strahlenschutz (IMPS)
Technische Hochschule Mittelhessen (THM), Gießen, Deutschland

²⁾Fachbereich für Mathematik, Naturwissenschaften und Informatik
Technische Hochschule Mittelhessen (THM), Gießen, Deutschland

Zusammenfassung

Mit Blick auf die Richtlinie 2013/59/EURATOM wird Radon als Teil der natürlichen Strahlenexposition vermehrt Aufmerksamkeit geschenkt. Es ist daher notwendig, möglichst viele Informationen zum Radon, seinen Messgrößen und dem zeitlichen Verlauf zu sammeln. Ziel dieser Arbeit ist es, mittels der Regressionsanalyse Einflussfaktoren auf den Verlauf der Radonkonzentration und Radonquellstärke zu ermitteln und wenn möglich zu quantifizieren. Die Ergebnisse zeigen, dass die wesentlichen meteorologischen Einflussparameter die Temperatur- und Druckdifferenz, jeweils Differenz von Innen- und Außenwert, darstellen. Die Kohlenstoffdioxidkonzentration als Tracer-Gas für den möglichen Einfluss des Bewohners zeigt geringeren Einfluss als erwartet.

Summary

In the course of the renewal of the Radiation Protection Guidelines for Germany, radon becomes a more prominent concern. Thus, it is important to gain more information on the temporal behaviour of radon and its measurable parameters. This work focuses on the determination on possible influencing factors using regression-analysis methods. So far the radon concentration has been analysed and it was revealed, that the most important impact comes from the gradient of the temperature and pressure as the difference of the values in and outside the building. The carbon dioxide, which was logged as an indicator for the influences of the inhabitant does not show the high influence on the Radon levels as expected.

Schlüsselwörter Radon, Regressionsanalyse, Einflussfaktoren

Keywords radon, regression analysis, influencing factors

1. Einleitung

Mit der Einführung des Strahlenschutzgesetzes in Folge der Richtlinie 2013/59/EURATOM wird in Zukunft dem Radon mehr Aufmerksamkeit zu Teil. Dies geht einher mit vermehrten Radonmessungen in Form von Konzentrations- oder Quellstärkenverläufen. Zur Beurteilung dieser Messreihen, auch im Rahmen der Entwicklung von Messvorschriften, ist es notwendig, möglichst viele Informationen zu diesen Größen zu ermitteln. Neben den biologischen Effekten der Radonexposition ist mit Blick auf das Strahlenschutzgesetz und der Einführung eines Konzentrationsrichtwerts das zeitliche Verhalten der Radonkonzentration von Bedeutung. Die vorgestellte Untersuchung ist Teil einer noch laufenden Analyse, die sich diesem Verhalten der Radonkonzentration und Radonquellstärke widmet. Ziel ist es, mögliche Einflussfaktoren auf die Radonkonzentration und den zeitlichen Verlauf mittels statistischer Methoden zu erfassen und wenn möglich zu quantifizieren. Zentrales Werkzeug ist die Regressionsanalyse, mit deren

Hilf mögliche Einflussfaktoren auf die Radonkonzentration bzw. Radonquellstärke ermittelt werden sollen. Die Methode wird anhand einer Radonkonzentrationsmessung vorgestellt.

2. Messdaten

Grundlage stellt eine Messreihe dar, die im Rahmen eines vom Bundesamt für Strahlenschutz geförderten Projekts (BfS 3611 S 10016 Los 2) aufgezeichnet wurde. Es handelt sich bei dem verwendeten Datensatz um die Messreihe aus einem Raum in einem Wohnhaus in Hessen. Der Datensatz besteht aus kontinuierlich gemessenen Verläufen der Radonkonzentration und der meteorologischen Parameter. Um den möglichen Einfluss des Bewohners im Modell zu berücksichtigen, wurde die Kohlenstoffdioxidkonzentration mitgemessen. Das hier vorgestellte statistische Modellierungsverfahren ist auch auf die Radonquellstärke übertragbar.

3. Methode

Die Regressionsanalyse besteht aus zwei Teilschritten, die jeweils die Bildung eines spezifischen Regressionsmodells beinhalten. In einem ersten Teilschritt werden anhand eines multiplikativen Regressionsmodells die signifikanten Einflussparameter ermittelt und das Modell hinsichtlich relevanter statistischer Bedingungen überprüft. Anschließend erfolgt eine weitere Modellbildung auf Basis der vorangegangenen Erkenntnisse, die das Modell um bestimmte statistische Effekte bereinigt und somit zu einer statistisch zuverlässigen Aussage seitens der Modellparameter führt.

3.1 Lineares Regressionsmodell

In einem ersten Schritt wird ein klassisches additives lineares Regressionsmodell mit mehreren unabhängigen Variablen gebildet.

$$Y = \beta_0 + \beta_1 \cdot X_1 + \beta_2 \cdot X_2 + \dots + \beta_n \cdot X_n + \varepsilon \quad (1)$$

Dabei repräsentiert ε den Fehlerterm, die sog. Residuen, des Modells. Sie stellen die Modellabweichung von den echten Messdaten dar. An diese sind spezielle Bedingungen für eine verlässliche Schätzung der Koeffizienten gemäß der „Methode der kleinsten Quadrate“ geknüpft. Sie müssen eine Normalverteilung aufweisen, dürfen keine Autoregression zeigen und müssen heteroskedastisch sein.

Ein Modell gemäß Gl. 1 erfüllt diese Bedingungen nicht und bedarf einer Transformation [1]. Die Untersuchung der Residuen hat ergeben, dass die Abweichungen dieses Modells kein weißes Rauschen (d.h. statistische Unabhängigkeit) zeigen, sondern es ist vielmehr eine Abhängigkeit der Werte untereinander erkennbar. Auch der Streubereich, also die Varianz der Residuen, erfüllt nicht die Varianz- bzw. Gleichmäßigkeitsbedingung (Heteroskedastizität) [1]. Die Grundannahme für das Schätzen korrekter Regressionskoeffizienten ist die Annahme normalverteilter Residuen. Es ist also vorrangig auf diese Bedingung zu prüfen. Abb. 1 zeigt einen Fit der Normalverteilung an die Residuen. Der zugeordnete QQ-Plot zeigt eine deutliche Abweichung der Verteilung. Durch eine logarithmische Transformation der abhängigen Variablen (Radonkonzentration) zeigt sich weitgehend eine Normalverteilung der Residuen [1] (vgl. Abb. 2). Das Modell wird damit zu einem log-linearen bzw. multiplikativen Modell gemäß Gln. (2) und (3):

$$\log Y = \beta_0 + \beta_1 \cdot X_1 + \beta_2 \cdot X_2 + \dots + \beta_n \cdot X_n + \varepsilon \quad (2)$$

$$Y = e^{\beta_0 + \beta_1 \cdot X_1 + \beta_2 \cdot X_2 + \dots + \beta_n \cdot X_n} \cdot e^\varepsilon \quad (3)$$

Diese Transformation hat jedoch keinen Einfluss auf ein mögliches autoregressives Verhalten der Abweichungen [1]. Die letzte zu prüfende Bedingung ist die Unabhängigkeit der Residuen voneinander (Autoregression).

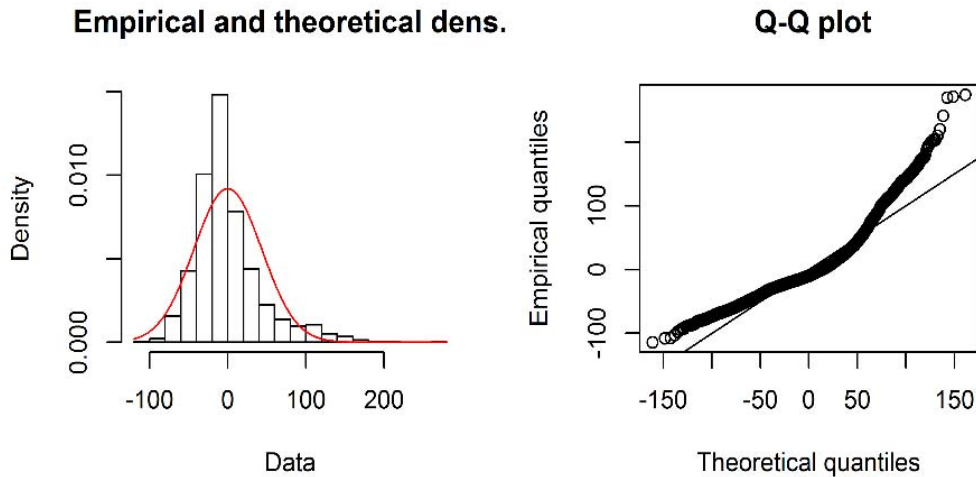


Abb. 1: Verteilung Residuen des Modells gem. Gl. (1) : Links der Fit einer an die Abweichungen angepassten Normalverteilungsfunktion im Histogramm, rechts der QQ-Plot für diese Darstellung mit deutlichen Abweichungen in den unteren und oberen Quantilen

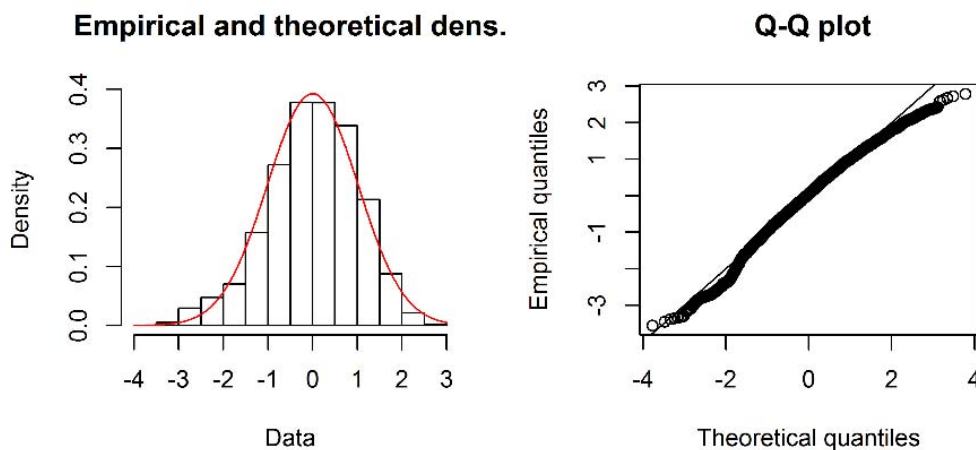


Abb. 2: Verteilung der Residuen nach logarithmischer Transformation, gemäß Gln. (2) und (3). Links der Fit einer an die logarithmischen Abweichungen angepassten Normalverteilungsfunktion im Histogramm, rechts der QQ-Plot für diese Darstellung mit minimalen Abweichungen in den unteren und oberen Quantilen

Abb. 3 zeigt die Abhängigkeit der Residuen voneinander. Dabei ist eine signifikante Autokorrelation der Residuen über den gesamten Zeitversatz (Lag) erkennbar. Der maximale Zeitversatz ($Lag=0,25$) beträgt bei den vorliegenden Daten 6 Stunden. Aufgezeigt durch die Auto-

korrelation ist eine Bedingung an das Regressionsmodell verletzt und die ermittelten Koeffizienten für die Regressoren sind nicht aussagekräftig. In einem weiteren Modellierungsansatz wird diese Abhängigkeit korrigiert, so dass ein statistisch korrektes Modell vorliegt.

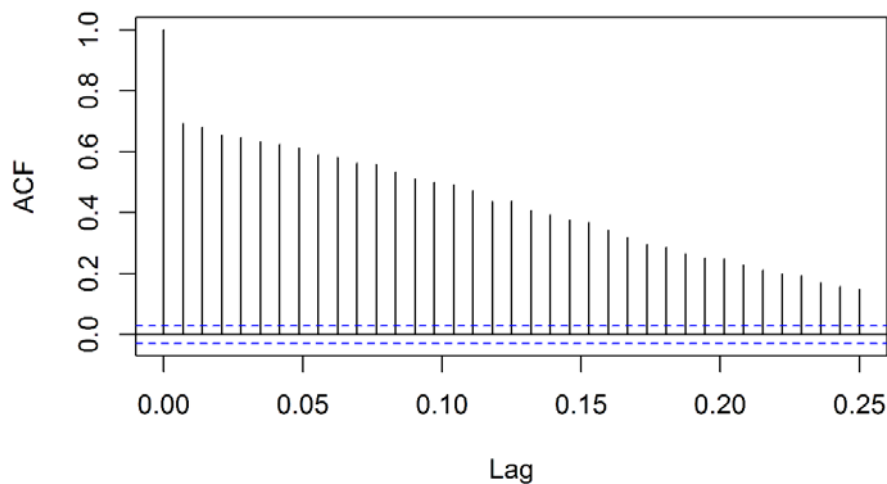


Abb. 3: Autokorrelation der Residuen. Die x-Achse stellt den zeitlichen Versatz (Lag) dar, die Autokorrelation ist stets signifikant.

3.2 ARIMA Modell

Die Autokorrelation der Abweichungen kann mithilfe eines „Autoregressive Integrated Moving Average Models“ (ARIMA) korrigiert werden. Ein ARIMA-Modell wird anhand der Angabe des zu berücksichtigenden Zeitversatzes der Autoregression (Lag) p , der Ordnung der Differenzierung d und des zu berücksichtigenden zeitlichen Versatzes des Mittelwerts q als $ARIMA(p,d,q)$ angegeben [2]. Die Parameter werden durch Trail-and-Error-Verfahren oder durch spezielle iterative Algorithmen [3] ermittelt. Für das Beispiel der Radonkonzentration ergeben sich die ARIMA-Parameter zu (3,1,2). Die Bildung des ARIMA-Modells beruht auf dem vorangegangenen Regressionsmodell. Dabei wird dieses genutzt, um die statistisch signifikanten Einflussfaktoren zu identifizieren. Für das hier diskutierte Modell ergeben sich die signifikanten Einflussparameter gemäß Abb. 4.

Coefficients:		t value	Pr(> t)
	Estimate Std. Error		
(Intercept)		-7.790983	
	0.714107 -10.910	< 2e-16 ***	
dp		-0.492869	
	0.040993 -12.023	< 2e-16 ***	
df		-0.023318	
	0.002745 -8.493	< 2e-16 ***	
dt		0.028411	
	0.010278 2.764	0.00573 **	
~?~		0.000000	

Abb. 4: Parameter des Log-Linearen Modells

Die als signifikant ermittelten Regressoren finden auch in das ARIMA-Modell Einzug. Das Ergebnis sind dann um die Abhängigkeit der Residuen korrigierte Schätzwerte für die Regressoren. Abb. 6 zeigt das ARIMA-Modell und Abb. 7 die zugehörigen Residuen.

Das Modell zeigt augenscheinlich eine gute Übereinstimmung, was anhand der hier nicht näher ausgeführten statistischen Modellparameter bestätigt wird. Die Residuen in Abb. 7 zeigen ein Rauschen. Eine Autokorrelationsuntersuchung hat keine signifikante Korrelation indiziert.

4. Ergebnisse

Anhand des beschriebenen Modellierungsprozesses konnten die Regressionskoeffizienten für die einzelnen Einflussparameter bestimmt werden. Die korrigierten Koeffizienten des Modells sind Abb. 5 zu entnehmen.

ARIMA(3,1,2)										
Coefficients:										
ar1	ar2	ar3	ma1	ma2	dp	df	dt	co2	wind	
0.8786	-0.0075	-0.0544	-1.6203	0.6756	0.1023	-0.0037	0.1138	0.0015	0.2909	
s.e.	0.0623	0.0202	0.0198	0.0606	0.0461	0.1283	0.0041	0.0189	0.0002	0.4897
sigma^2 estimated as 0.4065: log likelihood=-4710.25										
AIC=9442.5 AICc=9442.55 BIC=9513.88										

Abb. 5: Parameter des ARIMA (3,1,2)-Modells

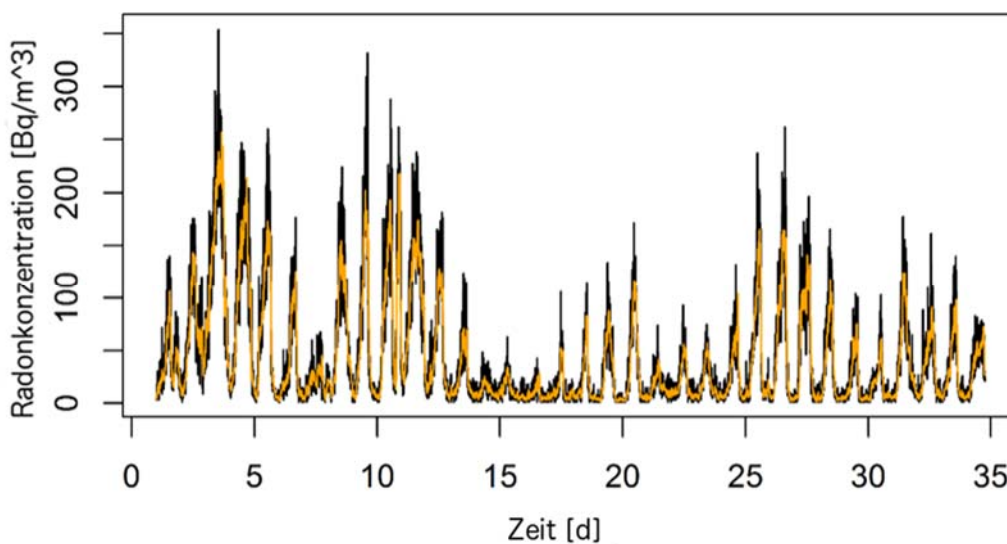


Abb. 6: ARIMA (3,1,2)-Modell, Messwerte in schwarz, Modellwerte in orange

Anhand der in Abb. 6 dargestellten Modellparameter ergeben sich maßgebliche Einflüsse von Druckdifferenz (dp), Temperaturdifferenz (dt) und der Windgeschwindigkeit ($wind$). Unter der Annahme der Konstanz aller Parameter außer des betrachteten ergibt sich eine Änderung von 10% der Radonkonzentration bei einer Änderung der Druckdifferenz um 1 Pa. Eine Änderung der Temperaturdifferenz um 1 K bewirkt eine Änderung der Radonkonzentration um 12%. Die Differenz der relativen Luftfeuchte zeigt nur geringen Einfluss. Eine positive Änderung um 1 Einheit (%) bewirkt eine Verringerung der Radonkonzentration um 0,36%. Der Einfluss der CO₂-Konzentration als Tracer-Gas für die Raumnutzung durch die Bewohner hat einen Einfluss von 0,14%. Besonders großen Einfluss scheint der Parameter Windgeschwindigkeit zu haben, mit 33% pro Änderung der Größe um 1 km/h.

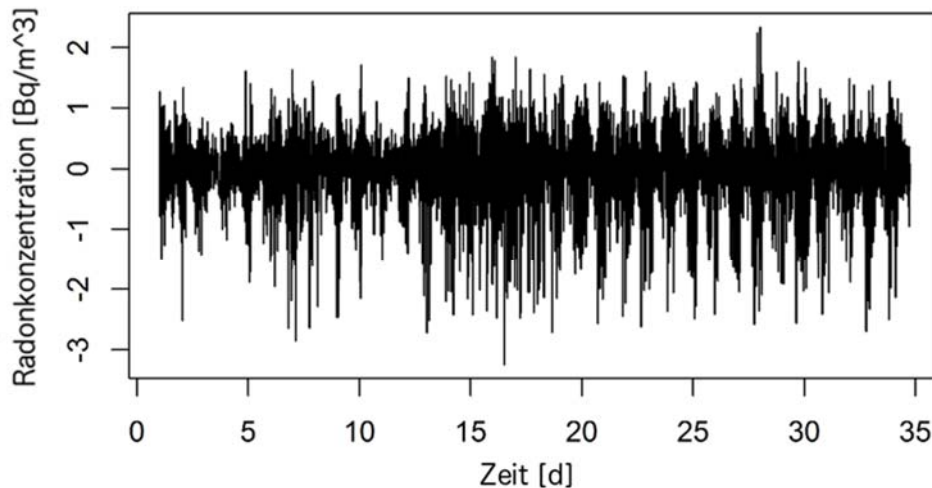


Abb. 7: Residuen des ARIMA (3,1,2)-Modells zeigen keine systematischen Abhängigkeiten und gleichmäßiges Rauschverhalten

5. Diskussion

Der Einfluss von Luftdruck und Temperatur zeigt sich besonders prominent. Dies ist damit zu erklären, dass diese Größen maßgeblichen Einfluss auf die Luftwechselrate haben. Zum einen durch den Gradienten durch Innen- und Außenwert, welcher einen Luftwechsel moderiert, zum anderen insbesondere die Temperatur durch ihren zusätzlichen indirekten Einfluss auf den Luftwechsel durch den Bewohner, der in Abhängigkeit von der Temperatur Türen und oder Fenster öffnet.

Die CO₂-Konzentration zeigt einen nur geringen Einfluss auf die Radonkonzentration, somit erscheint der Einfluss des Bewohners geringer zu sein als eingangs erwartet. Der hohe Einfluss der Windgeschwindigkeit ist kritisch zu betrachten, da es sich hier teilweise um Einzelwerte handelt und diese besonders großen Einfluss im Modell haben. Diese Einzelwerte sind bedingt durch die Positionierung der Wetterstation, die meist die Windverhältnisse nur eingeschränkt repräsentiert, weil die Wetterstation z.B. im Windschatten des Nachbargebäudes lokalisiert ist. Der Einfluss der Luftfeuchte ist mit Blick auf die anderen Faktoren äußerst gering und möglicherweise Folge der Abhängigkeit von Luftdruck und Temperatur, welche als maßgebliche Einflussfaktoren bereits im Modell berücksichtigt sind.

Eine weitere wichtige Erkenntnis aus dem ARIMA-Modell ist die Abhängigkeit der Radonwerte voneinander. Diese wird repräsentiert durch den hohen Zeitversatz, der in das Modell für die Autoregression mit dem Wert 3 und für den gleitenden Mittelwert mit 2 eingeht. Diese Erkenntnis kann insbesondere für die Einschätzung und Evaluierung von Kurzzeitmessungen von Bedeutung sein.

6. Literaturverzeichnis

- [1] J. Buermeyer, Regressionsanalyse von Radonkonzentrationen in Wohnräumen am Beispiel eines Messobjekts in Grünberg, Technische Hochschule Mittelhessen, Gießen, Bachelorarbeit, 2015.
- [2] J. D. Hamilton, Time Series Analysis, Princeton University Press, USA, 1994.

- [3] R. J. Hyndman, Y. Khandakar, Automatic Time Series Forecasting: The forecast Package for R, *Journal of Statistical Software*, Vol. 27(3), 2008.

RADONEMISSIONSVERHALTEN VON HALDEN DES URANBERGBAUS UND DARAUS RESULTIERENDE RADONEMISSIONEN

RADON EMISSION FROM URANIUM MINING WASTE ROCK DUMPS AND RESULTING RADON IMMISSION

J. Regner¹⁾, W. Hinz¹⁾, P. Schmidt¹⁾

¹⁾Wismut GmbH, Chemnitz, Deutschland

Zusammenfassung

Seit mehr als 20 Jahren führt die Wismut GmbH systematische Untersuchungen zur Radonsituation an Halden des Uranbergbaus durch. Im vorliegenden Beitrag werden die Ergebnisse von 19 komplexen Untersuchungen der Radonsituation einzelner Halden im Erzgebirge zusammenfassend ausgewertet. Die Mittelung über alle betrachteten Halden ergab für die spezifische Ra-226-Aktivität des Haldenmaterials einen Wert von etwa 0,5 Bq/g, während die mittlere Radonkonzentration an den relevanten Expositionsorten in der Haldenumgebung bei etwa 1000 Bq/m³ in einem Halbjahr und bei etwa 600 Bq/m³ für einen gesamten Jahreszeitraum lag. Damit wird deutlich, dass bei bestimmten Geometrien und Strukturen von Aufschüttungen und dem Auftreten konvektiver Bodenluftströmungen auch relativ geringe spezifische Ra-226-Aktivitäten hohe Radonimmissionen erzeugen können. Dies gilt in noch stärkerem Maß für Indoor-Radonkonzentrationen, wenn sich Gebäude auf bergbaulichen Aufschüttungen befinden. Ein entsprechender Fall aus Johanngeorgenstadt wird illustriert. Die hypothetische Interpolation zu spezifischen Ra-226-Aktivitäten unterhalb des Schwellenwertes von 0,2 Bq/g für das Fallbeispiel als auch für die Radonimmission in den Haldenumgebungen lässt die Vermutung zu, dass problematische Radonsituationen auch außerhalb des Bereiches der Hinterlassenschaften des Uranerzbergbaus auftreten können. Ein Wert der Freigrenze für NORM von 1 Bq/g ist unter Beachtung der vorgenannten Aspekte zu hinterfragen.

Summary

Since more than 20 years, Wismut GmbH has been investigating the radon situation at uranium mining waste rock dumps. In the present paper the results of 19 complex studies at uranium mining dumps in the Erzgebirge (Ore Mountains) are reported. Although the mean specific activity of Ra-226 of the waste rock material was on a rather low level of about 0.5 Bq/g, the mean radon concentration in free atmosphere at the public exposure sites in the immediate vicinity of the dumps reached a value of about 1000 Bq/m³ for a half-year exposition and of about 600 Bq/m³ for a one-year exposition. Certain geometries and structures of waste rock dumps and the occurrence of convective airflows in the dumps are main reasons for the high radon emission despite of the relatively low specific Ra-226 activity. A case study for two buildings directly on the top of a waste rock dump in the town Johanngeorgenstadt is presented. The hypothetical interpolation of the results for Ra-226-activity to a value below the threshold value of 0.2 Bq/g leads to the assumption that problematic radon situations may also occur outside the areas of legacies of uranium mining. Considering the aspects mentioned, a clearance level for NORM of 1 Bq/g is questionable.

Schlüsselwörter Uranbergbau, Halde, Radon, spezifische Aktivität, Ra-226

1. Einleitung

Die Ergebnisse von Radonmessungen sind wichtige Parameter bei der Beurteilung der Strahlenexposition, die durch die Hinterlassenschaften des Uranerzbergbaus entstehen können. An den in der Verantwortung der Wismut GmbH stehenden Standorten erfolgen die Radonmessungen im Rahmen des Umweltmonitorings mit langjährig betriebenen Messnetzen. Im Bereich der sogenannten Wismut-Altstandorte (Hinterlassenschaften aus dem Uranerzbergbau der 50er und 60er Jahre), die nicht unter das Wismut-Gesetz fallen, fehlen diese kontinuierlich betriebenen Messnetze. Hier werden die Radonmessungen in der Regel als objektspezifische sanierungsvorbereitende einjährige Untersuchungen vorgenommen. Eine Ausnahme bildet der Standort Johannegeorgenstadt, wo zunächst das Bundesamt für Strahlenschutz ein derartiges umfassendes Messnetz betrieb, das später von der Betriebsgesellschaft für Umwelt und Landwirtschaft des Freistaates Sachsen als standortbezogenes Monitoring und von der Wismut GmbH als sanierungsbegleitendes Monitoring übernommen wurde.

Im folgenden Beitrag soll über die Ergebnisse von Radonmessungen in der bodennahen Atmosphäre an verschiedenen Halden im Erzgebirge berichtet werden. An diesen Halden wurde ein spezielles Radonfreisetzungsverhalten festgestellt, das durch konvektive Bodenluftströmungen bedingt ist. Abb. zeigt eine schematische Darstellung dieses Verhaltens mit den typischen Sommer- und Winterströmen in den Halden [1].

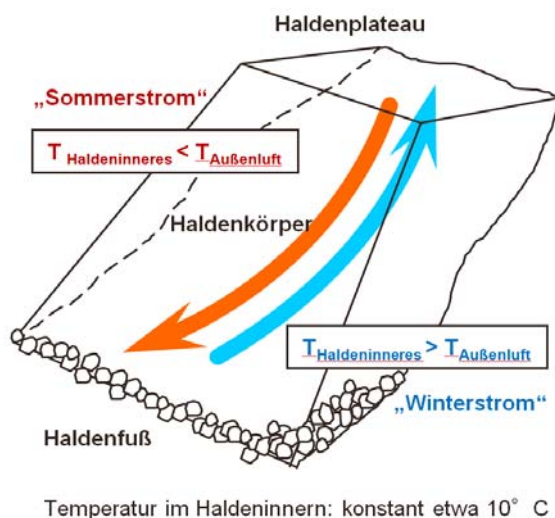


Abb. 1: Schematische Darstellung der konvektiven Bodenluftströmung in Halden

Bei einem genügend großen Volumen der Halde sowie einer entsprechenden Höhe und Permeabilität des Haldenkörpers können im Fall von konvektiven Bodenluftströmungen hohe Radonexhalationen entstehen, die aus einem vielfach größeren Haldenvolumen generiert werden als im Fall eines reinen diffusionsgetriebenen Radontransports. In den meisten Fällen kommt es unter sommerlichen Bedingungen zu einer Fokussierung der Radonfreisetzung auf den Haldenfußbereich, an den sich Grundstücke mit sensiblen Nutzungen anschließen. In Einzelfällen sind aber auch Bereiche an den Haldenplateaus unter winterlichen Bedingungen betroffen.

Bezüglich der ausführlichen Beschreibung dieses Radonfreisetzungsverhaltens und der Untersuchungsmethodik zur Charakterisierung der Radonsituation an den Halden wird auf [1] verwiesen.

2. Ergebnisse von Radonkonzentrationsmessungen an Halden des Uranerzbergbaus im Erzgebirge

Für eine übergreifende Analyse wurden die wichtigsten Haldensanierungen der letzten 20 Jahre, bei denen Radon eine wesentliche Rolle spielte, zusammenfassend ausgewertet. Für alle Halden existieren objektspezifische Umweltbewertungen des Ist-Zustandes, aus denen nahezu alle im Weiteren verwendeten Daten entnommen wurden. Nur in Einzelfällen wurden Ergebnisse aus neueren Untersuchungen einbezogen. Bei den insgesamt 19 betrachteten Halden handelt es sich um 9 Objekte, die unter der Verantwortung der Wismut GmbH stehen und um 10 Objekte, die im Bereich der Wismut-Altstandorte angesiedelt sind. Die Halden repräsentieren den Hauptteil der Haldenmaterialaufschüttungen des Uranerzbergbaus an den betrachteten Standorten (etwa 90 % z.B. für den Standort Schlema-Alberoda).

Hinsichtlich der einbezogenen Halden liegen die Schwerpunkte auf dem Wismut-Standort Schlema-Alberoda (Halde Borbachdamm, Hammerberghalde, Halde 38alt, Halde 38neu, Halde 66/207, Halde 366, Halde 371/I, Halde 371/II und Halde 382) und auf dem Wismut-Altstandort Johanngeorgenstadt (Dammhalde Trockenbecken, Dammhalde Steinsee, Zentralschachthalde, Halde Haldenaufbereitung, Halde Haberlandmühle, Halde 21, Halde 51, Halde 54). Daneben wurden noch weitere Wismut-Altstandort-Halden berücksichtigt, wie die Halde 278 in Grünstädtel und die Halde Zeppelin in Annaberg.

Für alle Halden existieren Informationen zur spezifischen mittleren Ra-226-Aktivität des Haldenmaterials. Für die Wismut-Halden liegen Ergebnisse aus umfangreichen Bohrprogrammen vor, so dass die entsprechenden Angaben der mittleren spezifischen Ra-226-Aktivität eine hohe Zuverlässigkeit aufweisen. Der Untersuchungsgrad der Halden der Wismut-Altstandorte, für die hauptsächlich Informationen aus der Fachdatenbank bergbaubedingter Umweltradioaktivität (FbU) des Bundesamtes für Strahlenschutz vorliegen, ist zwar deutlich geringer, jedoch basieren diese Haldenschüttungen auf gleichen Technologien und Sortierungsgrenzen wie die unter Verantwortung der Wismut stehenden Halden. Somit kann von einer ähnlichen Sicherheit der Angaben der mittleren spezifischen Aktivität der Halden der Wismut-Altstandorte ausgegangen werden wie bei den Wismut-Halden.

Grundsätzlich wurde für die Analyse der Radonsituation der Ausgangszustand der Halden vor der Sanierung betrachtet. Es wurden nur solche Situationen ausgewertet, in denen eine relevante Strahlenexposition der Bevölkerung vorhanden war. Bei 85 % der betrachteten Expositionsorte handelte es sich um bebaute Grundstücke mit Wohnnutzung, gewerbliche Nutzung oder Freizeitnutzung. An allen untersuchten 19 Halden wurde eine starke jahreszeitliche Dynamik der Radonkonzentration festgestellt, die mit dem temperaturbedingten Schaltverhalten der Radonexhalation der nahegelegenen Haldenteile korreliert war. Da die Beziehung zwischen der spezifischen Aktivität des Haldenmaterials und der Radonkonzentration in der Haldenumgebung im Mittelpunkt der Untersuchung stand, wurden nur die jeweiligen Halbjahreswerte der Radonkonzentration in die Auswertung einbezogen, bei denen der benachbarte Haldenteil Radon emittierte. Die Auswahl richtete sich nach der Lage der Immissionsorte, d. h. bei Immissionsorten am Haldenfuß wurde das Sommerhalbjahr betrachtet, während bei Immissionsorten am oberen Haldenbereich das Winterhalbjahr relevant

war. Die Jahresmittelwerte der Radonkonzentration, welche die Grundlage für eine Betrachtung der Strahlenexposition der Bevölkerung sind, lagen überwiegend zwischen 54 % und 70 % der angegebenen maximalen Halbjahreswerte.

Die statistische Auswertung der Angaben zur mittleren spezifischen Aktivität, der maximalen Radonkonzentration in einem Halbjahr und des Jahresmittelwertes der Radonkonzentration der einzelnen Halden ergab die in Tab. zusammengefassten Kennziffern.

Tab. 1: Statistische Auswertung für die untersuchten 19 Halden

statistischer Parameter	mittlere spezifische Ra-226-Aktivität in Bq/g	maximale Radonkonzentration an einzelnen Halden in einem Halbjahr in Bq/m ³	Jahresmittelwert der Radonkonzentration an einzelnen Halden in Bq/m ³
Mittelwert	0,46	1014	594
Minimum	0,13	155	130
Maximum	0,80	2580	1400
1- σ -Streuung	0,17	790	441

Anhand dieser Halden wurde die Beziehung zwischen der spezifischen Ra-226-Aktivität des Haldenkörpers und den in der Haldenumgebung festgestellten Radonkonzentrationen untersucht. Die Ergebnisse der Analyse für die maximalen Halbjahreswerte sind in Abb. zusammengefasst.

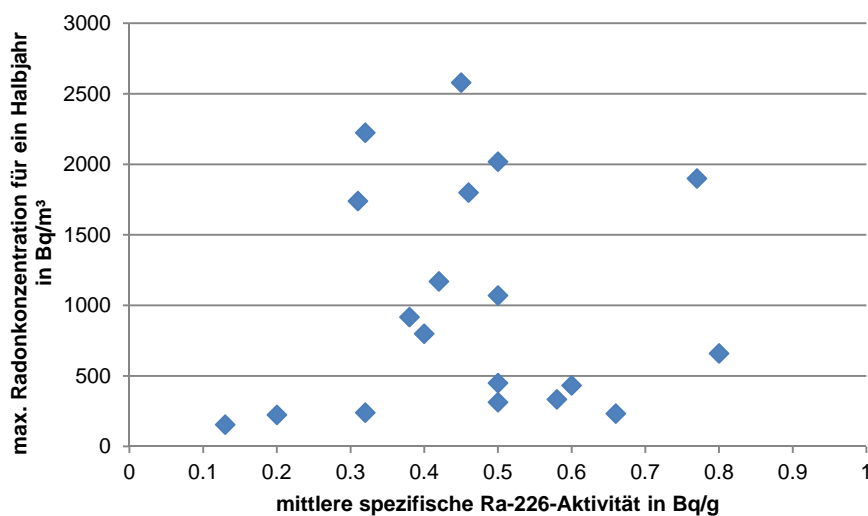


Abb. 2: Darstellung der maximalen Radonkonzentration für ein Halbjahr in Abhängigkeit von der mittleren spezifischen Aktivität der jeweiligen Halde

Abb. zeigt, dass die höchsten Radonkonzentrationen bei Halden mit relativ niedrigen spezifischen Ra-226-Aktivitäten im Bereich zwischen 0,3 Bq/g und 0,5 Bq/g festzustellen waren. Eine Korrelation zwischen der spezifischen Ra-226-Aktivität und der Radonkonzentration ist nicht erkennbar.

Ein ausgeprägtes Beispiel für das Verhältnis zwischen der spezifischen Ra-226-Aktivität der Halde und der Radonkonzentration in der Haldenumgebung ist die Halde 66/207 in Bad Schlema [2]. Trotz einer nur gering über dem Schwellenwert für die Einstufung als radioaktiver

Stoff liegenden mittleren spezifischen Aktivität von 0,31 Bq/g wurden hohe Radonkonzentrationen auf einem angrenzenden Wohngrundstück festgestellt. Im Zustand vor dem Beginn der Sanierung lagen im Jahr 2000 Werte von 1740 Bq/m³ im Sommerhalbjahr und von 620 Bq/m³ im Winterhalbjahr vor. Der Jahresmittelwert der Radonkonzentration betrug 1180 Bq/m³. Auf dem Grundstück war ein relativ starker Gradient der Radonkonzentration vorhanden, trotzdem wurde direkt am Wohngebäude ein Jahresmittelwert von 675 Bq/m³ registriert.

3. Beispiel von Gebäuden auf Haldenflächen

Neben der Situation, dass Halden hohe Radonfreisetzungen aufweisen und über die Außenluft die Radonsituation der Umgebung beeinflussen können, ist eine Bebauung von Haldenmaterialaufschüttungen besonders problematisch. Das Radon kann mit um Größenordnungen höheren Konzentrationen direkt über den Gebäudeuntergrund in das Gebäude eindringen und zu entsprechenden Belastungen führen. Ein Beispiel vom Standort Johannegeorgenstadt verdeutlicht dies. Auf einer Halde wurde die Situation vorgefunden, dass zwei Gebäude einer Freizeiteinrichtung auf dem Haldenplateau vorhanden waren und genutzt wurden. Während einer Nutzungsperiode wurden Radonkonzentrationsmessungen in den beiden Gebäuden vorgenommen. Die Ergebnisse dieser 4-tägigen Messungen können der Abb. entnommen werden.

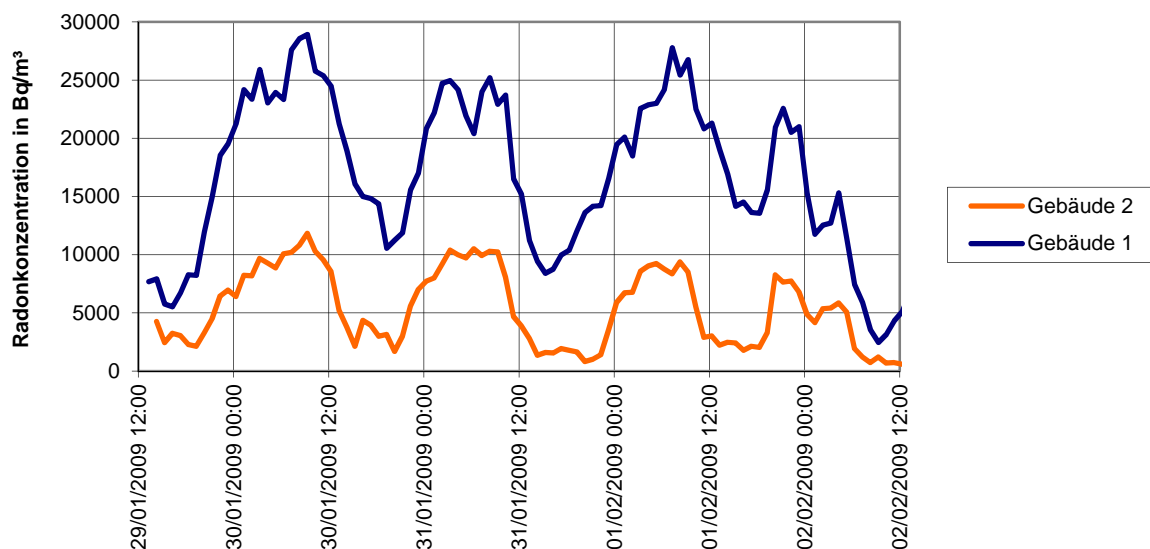


Abb. 3: Radonkonzentrationsmessungen in zwei Gebäuden auf einem Haldenplateau

Im Zeitraum vom 29.01.2009 bis zum 02.02.2009 wurden unter winterlichen Bedingungen (mittlere Außenlufttemperatur: -1,7 °C) mittlere Radonkonzentrationen von 16540 Bq/m³ bzw. 5210 Bq/m³ in den Gebäuden festgestellt. Der Schüttkörper der Halde, der sich unter den Gebäuden befindet, hat eine spezifische Ra-226-Aktivität von etwa 0,5 Bq/g und eine maximale Höhe von etwa 25 m.

Das Beispiel zeigt, dass aufgrund konvektiver Bodenluftströmungen sehr hohe Radonkonzentrationen in Gebäuden auf dem Plateau eines sehr permeablen Aufschüttkörpers entstehen können. Dies entspricht durchaus den Erfahrungen und Erwartungen für Situationen mit Gebäuden auf Halden des Uranerzbergbaus. Interpoliert man diesen konkreten Fall auf eine niedrigere spezifische Ra-226-Aktivität im Haldenmaterial von z.B. 0,1 Bq/g, so wären immer noch Radonkonzentrationen von über 3000 Bq/m³ möglich, obwohl der Schwellenwert für eine

Einstufung als radioaktiver Stoff deutlich unterschritten wird. Insofern ist denkbar, dass auch in Gebieten, die in Bezug auf Radon als nicht gefährdet eingestuft wurden, beim Auftreten von konvektiven Bodenluftströmungen hohe Radonkonzentrationen in Gebäuden auf haldenähnlichen Aufschüttungen möglich sind.

4. Schlussfolgerungen

Die Halden des Uranbergbaus im Erzgebirge weisen aufgrund ihrer Struktur und Geometrie ein Radonfreisetzungsverhalten auf, das lokal zu hohen Radonimmissionen in der Umgebung der Halde führen kann. Es wurde eine übergreifende Auswertung von insgesamt 19 Studien an Halden, die einen Großteil des an den Standorten vorhandenen Haldenvolumens repräsentieren, vorgenommen. Gegenstand der Untersuchung war der Zustand der Halden vor dem Sanierungsbeginn. Es zeigte sich, dass trotz relativ geringer spezifischer Ra-226-Aktivitäten von im Mittel etwa 0,5 Bq/g vergleichsweise hohe Radonkonzentrationen in der unmittelbaren Haldenumgebung zu verzeichnen waren. Bezogen jeweils auf das Halbjahr, in dem die Bodenluftströmung vorrangig zu den Immissionsorten hin gerichtet war, wurde eine mittlere Radonkonzentration von etwa 1000 Bq/m³ beobachtet. Für einen Jahreszeitraum lag der Mittelwert über alle Halden bei etwa 600 Bq/m³.

Die Untersuchungen zeigten, dass eine sichere Beurteilung der Radonproblematik anhand der spezifischen Aktivität des Materials der Aufschüttung oder gar anhand von Messungen der Ortsdosisleistung nicht möglich ist. Erst mit Betrachtung des Volumens, der Form (Höhenunterschiede) und der Permeabilität sind Anhaltspunkte für die Einschätzung eines potentiellen Radonproblems gegeben. Die Erfahrungen zeigen, dass letztendlich nur repräsentative Messungen der Radonkonzentration an den Expositionsorten der Bevölkerung zu belastbaren Daten und zu einer sachgerechten Bewertung führen.

Hohe Radonkonzentrationen wurden überwiegend nur im unmittelbaren Nahbereich der Halden ermittelt (Dekameterbereich). Eine relevante Wirkung der Radonemission über diesen Bereich hinaus trat nur in wenigen Fällen auf. Solche Ausnahmefälle waren gekennzeichnet durch eine Superposition von mehreren Quellen sowie durch ungünstige Ausbreitungssituationen mit Kanalisierung und mit Kaltluftabflüssen. Das Beispiel in Abschnitt 3 zeigte, dass das Problem von hohen Radonkonzentrationen auch in Gebäuden auf Aufschüttungen auftrat. Trotz relativ niedriger spezifischer Ra-226-Aktivitäten in der Aufschüttung wurden aufgrund konvektiver Bodenluftströmungen hohe Radonkonzentrationen in den Gebäuden ermittelt.

Unter dem Aspekt, dass Aufschüttungen mit spezifischen Ra-226-Aktivitäten deutlich unter 1 Bq/g zu relativ hohen Radonimmissionen führen können, erscheint eine Freigrenze von 1,0 Bq/g für große Mengen an NORM problematisch.

5. Literaturverzeichnis

- [1] J. Regner, H. Schulz, Entwicklung objektspezifischer Sanierungslösungen für Halden der Wismut-Altstandorte unter Anwendung einer speziellen Untersuchungsmethodik zur Charakterisierung der Radonsituation, Tagungsband zur 38. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V., Dresden, 18.-22. September 2006.
- [2] P. Schmidt, J. Regner, Improvement of the radon situation at former uranium mining and milling sites in East Germany as part of the WISMUT rehabilitation project, Proceedings of the 6th International Conference on High Levels of Natural Radiation

and Radon Areas, held in Osaka, Japan between 6 an 10 September 2004, Elsevier, International Congress Series 1276 (2005).

AUFSICHTLICHE ÜBERWACHUNG ZUM STRAHLENSCHUTZ VON BERGLEUTEN BEI UNTERTÄGIGEN BERGSICHERUNGSARBEITEN IM ALTBERGBAU

SUPERVISION OF RADIATION PROTECTION OF MINERS AT SMALL CONSTRUCTION SITES OF OLD MINING

J. Dehnert¹⁾

¹⁾Referat Strahlenschutz, Sächsisches Landesamt für Umwelt, Landwirtschaft und Geologie, Deutschland

Zusammenfassung

In den vergangenen Jahren wurden von der Strahlenschutzbehörde in Sachsen mehr als 40 untertägige Baustellen von Bergsicherungsarbeiten im Altbergbau zum Strahlenschutz überprüft. Die Ergebnisse werden in anonymisierter Form erläutert, um die Erfahrungen mit Behörden und Bergleuten zu teilen. Anhand von Messkurven der Radonaktivitätskonzentration werden kritische untertägige Situationen veranschaulicht und die Wirkungen von Strahlenschutzmaßnahmen aufgezeigt. Im Ergebnis der aufsichtlichen Überprüfungen wurde ein Express-Wetterblenden-System (EWS) entwickelt. Das EWS ist leicht, modular und wiederverwendbar und erlaubt das Abtrennen alter Grubenbaue mit stark radonhaltigen Wetter in wenigen Minuten. Das EWS soll die Strahlenexposition der Bergleute verringern.

Summary

More than 40 underground construction sites of old mining have been supervised by the radiation protection authority in Saxony in recent years. The paper deals with stories of underground supervisions to share the experiences with authorities and miners to improve the underground radiation protection. Supervision usually includes continuous measurements of radon activity concentrations. Some insufficient or failed radiation protection measures were found during the inspections. Instructions were given to improve the underground radiation protection immediately. A new Express-Air Screen-System (EAS) for miners was developed to shut off radon rich parts of galleries in some minutes only. The EAS will help to reduce the radon exposures of miners in the future.

Schlüsselwörter Radon, Strahlenschutzmaßnahme, Bergmann, Bewetterung, Wetterblende
Keywords radon, radiation protection measure, miner, ventilation, air screen

1. Einleitung

Erzgebirge und Vogtland sind sächsische Mittelgebirge mit langer Bergbautradition. Der Bergbau begann kurz nach dem Jahr 1168. Er hat zahllose und manchmal unbekannte Grubenbaue hinterlassen, die immer wieder zu Bergschäden führen. Heute arbeiten in Sachsen im Jahresmittel 250 Bergleute von sieben Bergsicherungsbetrieben an der Beseitigung solcher Schäden. Die Bergleute werden durch Strahlenschutzmaßnahmen wie Bewetterungen, Wetterblenden und Personalrotation vor zu hohen Radonexpositionen geschützt und mehrheitlich mit passiven Radonexposimetern behördlich überwacht. Trotzdem können Bergleute Jahresexpositionen bis kurz vor den Grenzwert von 20 mSv erreichen. Gründe dafür sind das hohe Radonpotential im Altbergbau und die dichtegetriebene natürliche

Wetterströmung, die sich abhängig von der Außentemperatur mehrmals täglich umkehren kann. In alten Grubenbauen sind Radonaktivitätskonzentrationen von 50.000 Bq/m^3 bis 100.000 Bq/m^3 keine Seltenheit und es können auch 1 Mio. Bq/m^3 erreicht werden. Abb. 1 zeigt als Beispiel den Verlauf der Radonaktivitätskonzentration in einem Querschlag in Schneeberg gemessen mit einem Messgerät Radon Scout bei einer Zeitauflösung von einer Stunde. Die Kurve zeigt einen Tagesgang und sie folgt dem Trend der höchsten täglichen Außentemperaturen (nicht dargestellt).

Als Faustformel gilt: Bei einer Jahresarbeitszeit von 2.000 Stunden, einem angenommenen Gleichgewichtsfaktor zwischen Radon-222 und seinen kurzlebigen Zerfallsprodukten von 0,4 und dem Umrechnungsfaktor aus § 95 Abs. 13 StrlSchV von $0,32 \text{ MBq je m}^3 \text{ und h}$ führt eine Radonaktivitätskonzentration von 1.000 Bq/m^3 zu einer Dosis von 6 mSv und bei 3.000 Bq/m^3 sind es 20 mSv [1]. Die Dosis 6 mSv ist der Anzeigewert nach § 95 Abs. 2 StrlSchV, bei dessen Überschreiten anzeigepflichtige Arbeiten vorliegen. Die Dosis von 20 mSv ist der Grenzwert der effektiven Dosis nach § 95 Abs. 4 StrlSchV, der nicht überschritten werden darf.

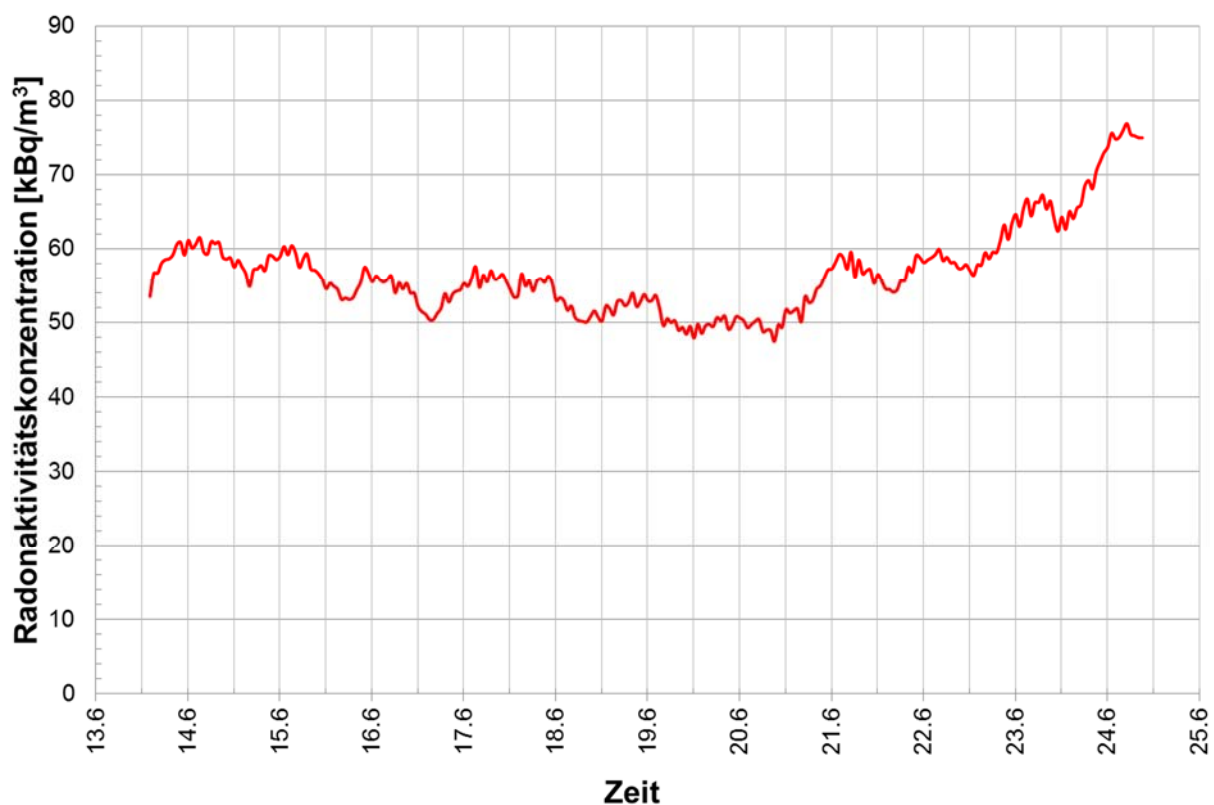


Abb. 1: Verlauf der Radonaktivitätskonzentration in einem Querschlag von Schneeberg als Beispiel für hohes Radonpotential untertägiger Grubenbaue

2. Aufsichtliche Überwachung zum Strahlenschutz

Zwischen produzierenden Bergwerken und Bergsicherungsarbeiten im Altbergbau gibt es einen für den Strahlenschutz gravierenden Unterschied. Bergwerke haben üblicherweise ein über viele Jahre entwickeltes und ausgeklügeltes Bewetterungssystem mit fest installierten Grubenlüftern großer Leistung. Bergsicherungsarbeiten werden meist auf kleinen und häufig wechselnden Baustellen mit bis zu zehn Bergleuten und einer Betriebsdauer von wenigen

Monaten durchgeführt. Strahlenschutzmaßnahmen müssen für jede Baustelle neu entwickelt werden und einsetzbare, mobile Grubenlüfter sind sehr viel kleiner als bei Bergwerken.

In den vergangenen Jahren wurden in Sachsen mehr als 40 untertägige Baustellen von Bergsicherungsarbeiten zum Strahlenschutz aufsichtlich überprüft [2]. Die Kontrollen umfassen kontinuierliche Übersichtsmessungen der Radonaktivitätskonzentration mit einem AlphaGUARD PQ2000 PRO bei einer Zeitauflösung von einer Minute. Dabei wurden auch Baustellen festgestellt, bei denen die Strahlenschutzmaßnahmen noch keine ausreichenden Schutzwirkungen entfalteten. Gemeinsam mit Steigern oder Bauleitern wurden Sofortmaßnahmen zur Verbesserung des Strahlenschutzes entwickelt und umgesetzt. Dazu gehörten das Zuschalten von Bewetterungssystemen, die Verlängerung von Lutten oder der Bau von Wetterblenden.

3. Erfahrungen aus der aufsichtlichen Überwachung

Erfahrungen aus der aufsichtlichen Überwachung sollen mit Aufsichtsbehörden und Bergleuten geteilt werden, um den untertägigen Strahlenschutz bei Bergsicherungsarbeiten zu verbessern. Dazu werden drei ausgewählte Episoden beispielhaft vorgestellt:

3.1 Bewetterung außer Betrieb

Die wichtigste Strahlenschutzmaßnahme ist meist das Heranführen von frischer Luft (bergmännisch Wetter) über Grubenlüfter und Rohrleitungen (bergmännisch Lutte) zu den untertägigen Arbeitsplätzen. Künstliche Bewetterungen sind mit Lärm verbunden, können durch starken Luftzug zu Erkältungen führen und verbrauchen erhebliche Energiemengen. Deshalb werden künstliche Bewetterungen von Bergleuten gern abgeschaltet, wenn frische Wetter auf natürliche Weise einziehen. Problematisch sind abgeschaltete Bewetterungen, wenn eine durch veränderte Außentemperatur erzeugte Wetterumkehr nicht rechtzeitig erkannt wird. Abb. 2 zeigt ein Beispiel. Auf einer Baustelle zogen die Wetter in den Morgenstunden natürlich ein. Die künstliche Bewetterung war außer Betrieb. Bei einer aufsichtlichen Befahrung in der Mittagszeit bei hohen Außentemperaturen wurde am Arbeitsplatz eine Radonaktivitätskonzentration von 27 kBq/m^3 gemessen. Die künstliche Bewetterung wurde unverzüglich eingeschaltet. Die Radonaktivitätskonzentration fiel in 15 Minuten auf 3 kBq/m^3 und weiter auf unter 1 kBq/m^3 .

Schlussfolgerung: Künstliche Bewetterungen dienen dem untertägigen Strahlenschutz. Sie dürfen nur abgeschaltet werden, wenn die Radonaktivitätskonzentrationen an den Arbeitsplätzen durch Radonmonitore überwacht werden.

3.2 Fehlende Wetterblenden

Wetterblenden werden gesetzt, um Grubenbaue mit stark radonhaltigen Wettern während der Bauarbeiten von der Baustelle abzutrennen. Das Setzen von Wetterblenden aus Holz und Folien oder aus Stein ist material- und zeitaufwändig. Manche Grubenbaue speisen abhängig von der Wetterrichtung nur stundenweise radonhaltige Wetter ein. Außerdem müssen Wetterblenden vor jeder Sprengung abgebaut und danach neu errichtet werden. Es liegt im Ermessen des Steigers, zu entscheiden, ob und welche Grubenbaue aus Gründen des Strahlenschutzes für die Bergleute abgeblendet werden müssen.

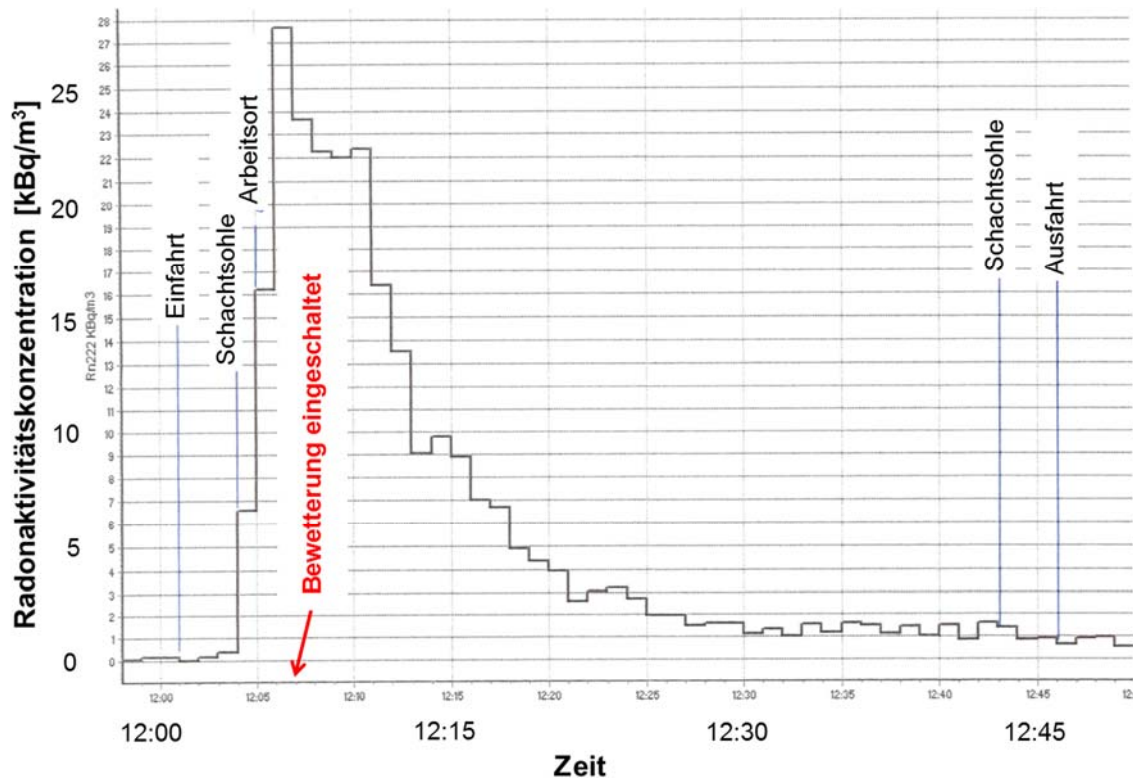


Abb. 2: Verlauf der Radonaktivitätskonzentration an einem untertägigen Arbeitsplatz nach Einschalten der künstlichen Bewetterung (aus [2], geändert)

Bei einer aufsichtlichen Befahrung einer Baustelle wurde trotz künstlicher Bewetterung über einen Grubenlüfter und eine Lutte am Arbeitsort eine Radonaktivitätskonzentration von 4 kBq/m^3 festgestellt, die dann auch noch innerhalb von 30 Minuten auf 9 kBq/m^3 anwuchs. Die Ursachenforschung ergab, dass zwei Stolln auf halbem Weg zwischen Schacht und Arbeitsort und am Schacht selbst radonhaltige Wetter mit Aktivitätskonzentrationen von 38 kBq/m^3 und 23 kBq/m^3 einspeisten. Die alten Wetter mischten sich mit den frischen Wetter und machten die Bewetterung unwirksam (Abb. 3). Als Strahlenschutzmaßnahme wurden beide Stolln mit Wetterblenden von der Baustelle abgetrennt. Danach sank die Radonaktivitätskonzentration am Arbeitsort von etwa 10 kBq/m^3 dauerhaft auf 300 Bq/m^3 . Die Wirksamkeit der Bewetterung war wieder hergestellt.

Schlussfolgerung: Wetterblenden müssen häufiger errichtet werden, als das bisher bei Bergsicherungsarbeiten im Altbergbau üblich ist.

3.3 Ausziehende Wetter über Tage

Die Erkenntnisse waren manchmal überraschend: So trat bei einem Bergmann in nur fünf Tagen bei Materialtransportarbeiten in einer Kaue (bergmännisch, hier eine aus Holz errichtete temporäre Wetterschutzhütte über einem Schacht) eine mit Personendosimetrie ermittelte Dosis von $7,8 \text{ mSv}$ auf. Bei seinen Kollegen unter Tage wurden Quartals-Dosen von $2,2 \text{ mSv}$ und $3,0 \text{ mSv}$ gemessen. Es handelte sich nicht um Fehlmessungen. Der Bergmann in der Kaue arbeitete in ausziehenden, stark radonhaltigen Wetter, während die Kollegen unter Tage durch eine Bewetterung mit Grubenlüfter und Lutte gut geschützt waren.

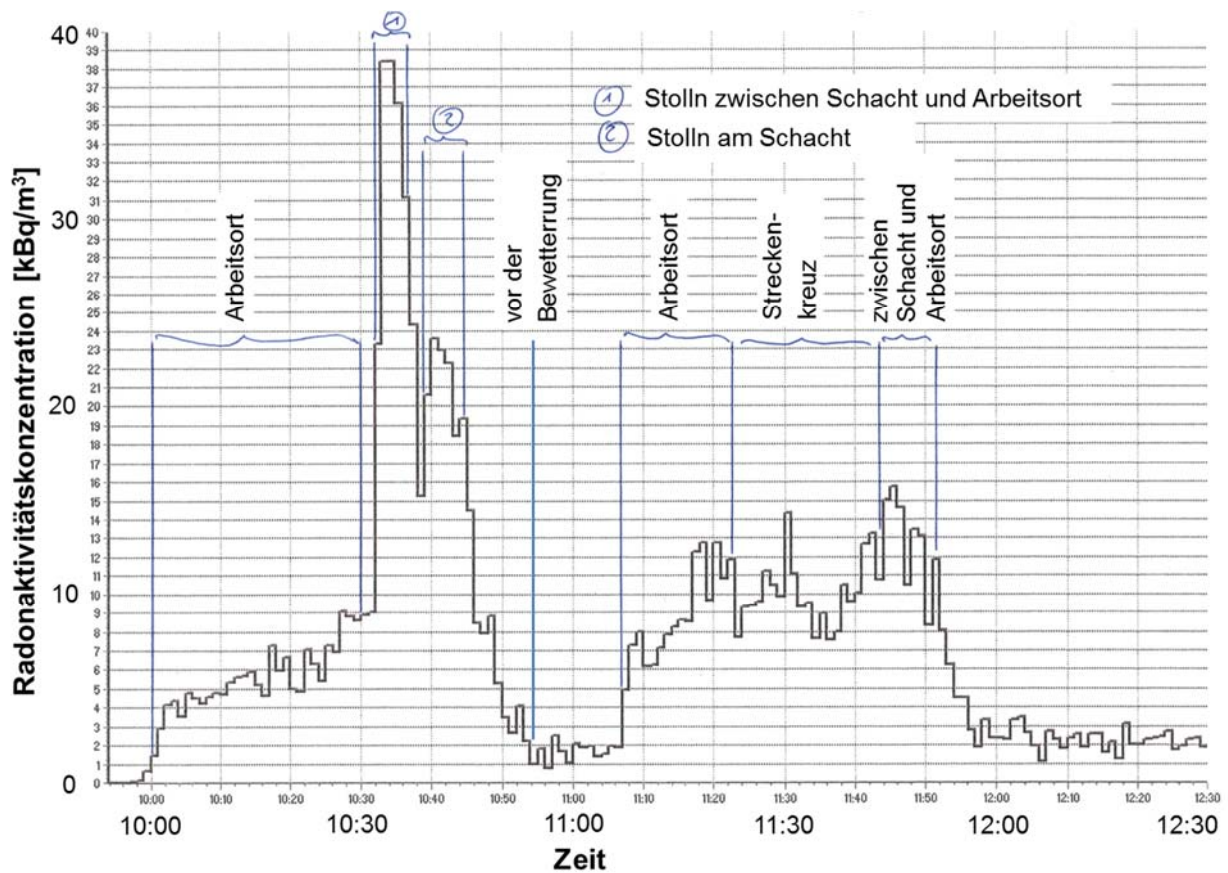


Abb. 3: Radonaktivitätskonzentration bei der Befahrung eines untertägigen Arbeitsplatzes und der benachbarten Grubenbaue (aus [2], geändert)

Schlussfolgerung: Übertägige Arbeiten auf Schächten und vor Stolln-Mundlöchern sind untertägigen Arbeiten gleichzusetzen und erfordern ebenfalls sorgfältig geplante Strahlenschutzmaßnahmen.

4. Express-Wetterblenden-System (EWS)

Im Ergebnis der aufsichtlichen Überprüfungen wurde ein Express-Wetterblenden-System (EWS) entwickelt. Das EWS ist leicht, modular und wiederverwendbar und erlaubt das Abtrennen alter Grubenbaue mit stark radonhaltigen Wettern in wenigen Minuten [3]. Das EWS besteht aus einem Baukastensystem von ineinander steckbaren Teleskopstangen aus Aluminium, radondichten Folien verschiedener Größen und Bauschaum. Bei Sprengungen kann das EWS sehr schnell ab und neu aufgebaut werden. Außerdem wird das EWS durch das Aufkleben eines Reißverschlusses nachträglich auch zur Wettertür. Das EWS soll die Strahlenexposition der Bergleute bei Bergsicherungsarbeiten im Altbergbau verringern.

5. Schlussfolgerungen

Aus den mehr als 40 aufsichtlichen Überprüfungen von Baustellen von Bergsicherungsarbeiten im Altbergbau wurden Schlussfolgerungen für eine Verbesserung des untertägigen Strahlenschutzes der Bergleute abgeleitet:

- Wenn künstliche Bewetterungen bei natürlich einziehenden Wettern abgeschaltet werden, müssen die Radonaktivitätskonzentrationen an Arbeitsplätzen durch

Radonmonitore überwacht werden, um die Bewetterungen rechtzeitig wieder einschalten zu können.

- Wetterblenden zur Abtrennung von Grubenbauen mit radonhaltigen Wettern müssen häufiger errichtet werden, als das bisher üblich ist, um das Risiko von kurzzeitig einziehenden radonhaltigen Wettern zu minimieren.
- Übertägige Arbeiten auf Schächten und vor Stolln-Mundlöchern sind untertägigen Arbeiten gleichzusetzen und erfordern ebenfalls sorgfältig geplante Strahlenschutzmaßnahmen.
- Bei hohen Wetterdrücken im Sommer kann das Setzen einer temporären Wetterblende in Aufwältigungsrichtung vor der Baustelle die Wirksamkeit einer hinter der Baustelle errichteten künstlichen Bewetterung deutlich verbessern.
- Über Tage aufgestellte Grubenlüfter müssen so aufgestellt werden, dass ausziehende radonhaltige Wetter nicht angesaugt und wieder in den Berg gedrückt werden.
- Bei saugend in Grubenbauen aufgestellten Grubenlüftern ohne Lutten muss sichergestellt werden, dass sich die frischen Wetter auf dem Weg vom Stollnmundloch zum Grubenlüfter nicht mit Radon anreichern, was beispielsweise durch mundlochnahen Natursteinausbau von Stolln in großen Mengen zutreten kann.
- Lutten müssen nahe genug an die Arbeitsplätze herangeführt und bei beweglichen Baustellen nahe genug mit den Baustellen mitgeführt werden. Dazu sind hinreichend kurze Luttenend-Rohre einzusetzen und bei Verlängerungen durch Demontage und Neumontage mitzuführen.
- Bei Überwachung der Bergleute mit Radon-222-Exposimetern müssen die Exposimeter außerhalb der Arbeitszeit vorschriftsmäßig beim Referenz-Exposimeter gelagert werden, wenn ein solches vorgesehen ist. Die Exposimeter dürfen nicht z.B. während des Urlaubs mit nach Hause genommen und zusammen mit der Arbeitsbekleidung in privaten Kellern gelagert und dort mit Radon exponiert werden.

6. Danksagung

Das Express-Wetterblenden-System (EWS) ist eine gemeinsame Entwicklung mit der Aluminium und Verwaltungs GmbH Stopp und der Bergsicherung Schneeberg GmbH. Ich danke Herrn Jens Stopp und Herrn Thorsten Schramm für die Herstellung des EWS und Herrn Bernd Schönherr für die untertägigen Tests im Altbergbau von Schneeberg.

7. Literaturverzeichnis

- [1] Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlung (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl. I S. 1714, ber. BGBl. 2002 I S. 1459), zuletzt geändert durch Artikel 1 VO zur Änd. strahlenschutzrechtlicher VO vom 4.10.2011 (BGBl. I S. 2000)
- [2] Dehnert, J.: Supervision of German miners at small underground construction sites of old mining to prevent high radon exposures. Cape Town: 14th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA), 2016
- [3] Dehnert, J.; Stopp, J.; Schönherr, B.: Express-Wetterblenden-System zum Sofort-Schutz von Bergleuten vor Radonexpositionen bei untertägigen Bergsicherungsarbeiten im Altbergbau. Heringsdorf: Jahrestagung 2016, Fachverband für Strahlenschutz e.V., 2016

UNTERSUCHUNGEN ZU RADIOLOGISCHEN FOLGEN SCHWERER UNFÄLLE IN SCHWEIZERISCHEN KERNKRAFTWERKEN AUF DIE TRINKWASSERVERSORGUNG UND VORBEUGENDE MASSNAHMEN IM WASSERWERK ZUR ABSICHERUNG DER TRINKWASSERQUALITÄT UND -VERSORGUNG

INVESTIGATION OF RADIOLOGICAL CONSEQUENCES OF A SERIOUS ACCIDENT IN SWISS NUCLEAR POWER PLANTS ON THE DRINKING WATER SUPPLY AND PREVENTIVE MEASURES IN WATERWORKS FOR SECURING DRINKING WATER QUALITY AND SUPPLY

V. Ustohalova¹⁾, C. Küppers¹⁾, M. Claus¹⁾

¹⁾Öko-Institut e.V., Darmstadt

Zusammenfassung

Die grenzüberschreitenden Folgen eines Fukushima-ähnlichen Ereignisses in den KKW Mühleberg, Beznau sowie Gösgen an der Aare und Leibstadt am Rhein wurden untersucht. Zur Bestimmung der Quellterme wurden die zeitlichen Freisetzungen im Fukushima-Daiichi aus der Literatur und den öffentlich zugänglichen Messwerten ermittelt. Anhand der Skalierung der thermischen Leistung und des Abbrandes des verwendeten Kernbrennstoffes wurden die zeitlichen Freisetzungsmengen via Luft- und Wasserpfad bestimmt, die mögliche Kontamination von Aare, Rhein und Bielersee durch direkten Eintrag von kontaminierten Wässern sowie von Zürich-, Boden- und Vierwaldstättersee durch Fall-/Washout ermittelt, die Konzepte der zu treffenden Notfallmaßnahmen und die Auswirkungen auf die Trinkwasserversorgung bewertet. In allen Städten, die aus Rhein und Aare Trinkwasser beziehen, müsste die Trinkwassergewinnung sofort eingestellt werden. Die schweizerischen Toleranz- und Grenzwerte für Radionuklide im Trinkwasser wären bereits kurz nach dem Unfall in allen den Fällen überschritten und auch über 90 Tage hinaus würde eine Gefährdungssituation für die Trinkwasserversorgung vorliegen. Durch den Fall-/Washout-szenarien wären die Seen vergleichsweise weniger belastet, die Kontamination würde jedoch deutlich langsamer abnehmen. Durch eine direkte Einleitung der Kontamination über den Wasserpfad in die Aare käme es zu massiven Problemen der Nutzung des Bielersees. Weiterhin wurde geprüft, ob der Fluss Wiese bei einem solchen Kerntechnischen Unfall als Rohwasserquelle für Trinkwasserversorgung von Basel den Rhein ersetzen könnte. Das Einzugsgebiet der Wiese wurde mit ähnlich generierten Quelltermen belastet und der Ablauf der Kontaminationen am potentiellen Entnahmeort betrachtet. Die Nutzung der Wiese als Rohwasserquelle wäre grundsätzlich möglich aber mit einem Zeitverzug von ca. 14 Tagen. Das gegenwärtige Gesamtkonzept und die Stufen der Rohwasserbehandlung müssten angepasst werden.

Schlüsselwörter kerntechnischer Unfall, Notfallmaßnahmen, Trinkwasserversorgung
Keywords nuclear accident, emergency preparedness, drinking water supply

1. Einleitung

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk (KKW) Fukushima-Daiichi rückte die Problematik des Ausmaßes solcher nuklearen Katastrophen erneut ins Zentrum der Diskussionen und es zeigte sich auch, dass in probabilistischen Sicherheitsanalysen der Fall eines Eintrags von hochkontaminiertem Wasser über verschiedene Wegsamkeiten in Gewässer bis dahin nicht berücksichtigt wurde. Das Öko-Institut wurde von schweizerischen Umweltorganisationen beauftragt, die grenzüberschreitenden Folgen eines Fukushima-ähnlichen Ereignisses in den KKW Mühleberg, Beznau sowie Gösgen an der Aare und Leibstadt am Rhein zu ermitteln. Im Rahmen dieses Auftrags wurde die mögliche Kontamination der Gewässer und des Bodens über den Luft - und Wasserpfad berechnet und die Konzepte der zu treffenden Notfallmaßnahmen sowie die Auswirkungen auf die Trinkwasserversorgung bewertet [9], [10].

Im Auftrag der Industriellen Werke Basel (IWB) wurden im Weiteren die Optionen der Trinkwasserversorgung bei Worst Case Fallout-/Washout-Szenarien geprüft. Für die Trinkwasserversorgung von Basel wird das Rheinwasser in den Versickerungsanlagen in Langen Erlen (Betreiber Industrielle Werke Basel) und in Hard (Betreiber Hardwasser AG) zugeführt und nach einer Passage durch Boden- und Grundwasserschichten mit natürlicher Filterfunktion in einer Trinkwasseraufbereitungsanlage behandelt. Es stellte sich die Frage, inwiefern das radiologisch kontaminierte Rheinwasser nach einem kerntechnischen Unfall bei der vorhandenen Konzeption der Wasseraufbereitung genutzt werden könnte und wie sich die Radionuklide entlang der einzelnen Aufbereitungsstufen verhalten. Der Betreiber der Trinkwasseraufbereitungsanlage, die Industrielle Werke Basel (IWB) haben ausgehend von der Studie [9] ein Pflichtenheft zur Untersuchung der Ausbreitung der Radioaktivität bei der Versickerung des Wassers aus einer alternativen Quelle – dem Fluss Wiese – zusammengestellt. In dem Pflichtenheft wurde ein Konzept der Wasseraufbereitung unter der Nutzung des Wiesewassers ausgearbeitet. Im Hinblick auf die Trinkwasserversorgung in Notlagen, insbesondere nach einem Kerntechnischen Unfall, sollte das Öko-Institut Worst Case Fall/Washout-Szenarien der Studie [9] sowie das Referenzszenario A4 des eidgenössischen Inspektorats (ENSI, Unterlage ENSI-AN-9323) für den Washout unterstellen und das Einzugsgebiet des Flusses Wiese belasten. Die ermittelte radiologische Belastung der Wiese infolge der zugrunde gelegten Szenarien wurde verglichen und geprüft, ob das Wiesewasser als Rohwasser für die künstliche Grundwasseranreicherung genutzt werden könnte und in ausreichender Qualität zur Verfügung stehen würde.

2. Szenarien und Bestimmung der Quellterme

Zur Bestimmung der Quellterme des Öko-Instituts in den schweizerischen Kernkraftwerken wurden die zeitlichen Freisetzungen in KKW Fukushima-Daiichi aus der Literatur und den öffentlich zugänglichen Messwerten ermittelt. Anhand der Skalierung der thermischen Leistung und des Abbrandes (unter Berücksichtigung des verwendeten Kernbrennstoffes) wurden die zeitlichen Freisetzungsmengen via Luft- und Wasserpfad annähernd bestimmt. Dabei wurden die absoluten Freisetzungsmengen aus Block 2 des KKW Fukushima-Daiichi als Freisetzungbruchteile (freigesetzter Anteil der im Reaktorkern insgesamt vorliegenden Menge des jeweiligen Radionuklids) interpretiert. Durch einen Vergleich des Inventars des Blocks 2 des KKW Fukushima-Daiichi mit den Inventaren der KKW Beznau 1, Beznau 2, Gösgen und Leibstadt ergab sich dann die aus diesen KKW als freigesetzt anzunehmende Menge. Das Eidgenössische Nuklearinspektorat ENSI führt in [4] eine Modellstudie mit einem Quellterm (als Referenzszenario A4 bezeichnet) durch, welche in die vergleichenden Betrachtungen miteinbezogen werden sollte. In diesem Szenario werden unter anderem Iod-131, Cäsium-137 sowie Strontium-90 emittiert. Unterscheidungen zwischen den einzelnen schweizerischen

KKW macht ENSI nicht. Das Öko-Institut sowie ENSI gehen davon aus, dass die berechneten Oberflächenkontaminationen sowie die daraus resultierenden Trinkwasserskontaminationen mit der Freisetzungsmenge skalierbar sind, solange die kurzzeitige Freisetzung unter konstanten meteorologischen Bedingungen stattfindet.

Für die Freisetzungen über den Wasserpfad in den Vorfluter und in das Grundwasser wären die Radionuklide Iod-131, Cäsium-134 und Cäsium-137 sowie Strontium-90 von Bedeutung. Auftragsgemäß wurden für das KKW Mühleberg für den Wasserpfad Cäsium-134 und Cäsium-137 betrachtet. Die Freisetzungen wurden - wie beim Luftpfad - nach der thermischen Leistung sowie dem mittleren Abbrand skaliert und auf die Freisetzungen aus Block 2 des KKW Fukushima-Daiichi bezogen. Für die Berechnung des Transports über die Aare und den Rhein wurde davon ausgegangen, dass der gesamte Quellterm des Wasserpfads in den Vorfluter freigesetzt wird. Die Quellterme sind in der Tab. dargestellt.

Tab. 1: Öko- Institut: Ausgangsquelleterme der gesamten Freisetzungen für den Luft- und Wasserpfad in Bq

KKW	Pfad	I-131	Cs-134	Cs-137	Sr-90
KKW Beznau 1+2	Luftpfad	$1,8 \times 10^{17}$	$6,7 \times 10^{15}$	$6,9 \times 10^{15}$	$1,9 \times 10^{15}$
	Wasserpfad	$1,0 \times 10^{16}$	$3,3 \times 10^{15}$	$4,0 \times 10^{15}$	$2,9 \times 10^{15}$
KKW Gösgen	Luftpfad	$2,4 \times 10^{17}$	$9,0 \times 10^{15}$	$9,2 \times 10^{15}$	$2,5 \times 10^{15}$
	Wasserpfad	$1,4 \times 10^{16}$	$4,4 \times 10^{15}$	$5,2 \times 10^{15}$	$3,8 \times 10^{15}$
KKW Leibstadt	Luftpfad	$2,9 \times 10^{17}$	$1,1 \times 10^{16}$	$1,1 \times 10^{16}$	$3,0 \times 10^{15}$
	Wasserpfad	$1,7 \times 10^{16}$	$5,3 \times 10^{15}$	$6,3 \times 10^{15}$	$4,6 \times 10^{15}$
KKW Mühleberg	Luftpfad	$5,2 \times 10^{16}$	$6,9 \times 10^{15}$	$5,2 \times 10^{15}$	-
	Wasserpfad	-	$3,1 \times 10^{14}$	$3,0 \times 10^{14}$	-
ENSI (alle KKW)	Luftpfad	$2,0 \times 10^{15}$		$2,0 \times 10^{14}$	$-3,0 \times 10^{13}$

3. Bestimmung der Kontaminationen über den Luft und Wasserpfad

Der zeitliche Ablauf der Kontaminationen durch den Fall-/Washout mit gewählten Parametern der Wetterlagen wurde mit hauseigener Software (Gauß-Fahnen-Modell entsprechend den Empfehlungen der SSK, [11]) berechnet. Es handelt sich um ein Ausbreitungsmodell, welches von einem Transport der Radionuklide entlang der Hauptausbreitungsrichtung (x-Richtung) ausgeht. Die Diffusion wird mittels einer Gaußverteilung quer zur Hauptausbreitungsrichtung (y-Richtung) und in vertikaler Richtung (z-Richtung) beschrieben. Sie nimmt mit dem Abstand in Ausbreitungsrichtung und der Transportzeit der Wolke zu. Für die Ableitung der Belastung wurde die höchste Freisetzung eines Tages in Fukushima-Daiichi als kurzzeitiges Ereignis mit konstanten meteorologischen Ausbreitungsbedingungen angenommen. Es wurden direkte Verbindungen zwischen den Kernkraftwerken und Teilen der zu belastenden Gebiete unterstellt. Die unterstellte Bahnlinie der Luftmassen entlang dieser Verbindungen wurde als Trajektorie dargestellt.

Belastung Aare, Rhein, schweizerische Seen: Mit dem abgeleiteten Quellterm wurden je nach der Disposition der betroffenen Gewässer (Aare, Rhein, Bielersee) gegenüber den Kernkraftwerken durch den direkten Eintrag von kontaminierten Wässern in den Rhein über die Kühlwasserausläufe und die Flächen des Zürichsees, des Bodensees und des Vierwaldstättersees über den Luftpfad (Fall-/ Washout) belastet - Satz unverständlich!. Dabei wurden die Trajektorien konservativ so abgebildet, dass eine möglichst große Oberfläche des

Sees von Fall- und Washout betroffen wird. Die Kontamination von Grundwasser erfolgte durch direkten Eintrag aus dem Kernkraftwerk unter sofortiger Freisetzung des gesamten Quellterms. Sinngemäß wurden für die Belastung über den Luftpfad die dominanten Radionuklide I-131 und Cs-137 und über den Wasserpfad die Radionuklide Sr-89/90, I-131, Cs-134/137 ausgewählt.

Belastung der Wiese: Die Wiese ist der rechte 57 km lange Nebenfluss des Rheins, entspringt in Feldberg in Schwarzwald und verläuft größtenteils in Deutschland im Baden-Württemberg. Für die Bewertung sollte die radiologische Belastung der Wiese nur über den Luftpfad erfolgen. Aufgrund der Nähe der Kernkraftwerke und der Ausdehnung des Einzugsgebietes der Wiese wäre für eine konstante Trajektorie, die beim Rechenfall unterstellt wird, nicht das gesamte Einzugsgebiet betroffen. Für realistische Ausbreitungsverhältnisse, bei denen sich die Windrichtungen über mehrere Tage ändern, kann jedoch das gesamte Einzugsgebiet der Wiese betroffen sein. Das Einzugsgebiet der Wiese wurde daher sinngemäß entweder nur im Flussoberlauf oder –unterlauf mit den Quelltermen des Öko-Instituts (Wash/Fallout) und des ENSI (Referenzszenario A4 – Washout) belastet [9].

4. Berechnungen des Radionuklidtransportes über den Wasserpfad

Transport mit dem Fluss: Zur Analyse des Radionuklidtransportes in der Aare und dem Rhein wurde das zweidimensionale Rhein-Alarm-Transportmodell eingesetzt, welches für diese Gewässer kalibriert wurde. Für die Wiese wurde der eindimensionale Ansatz des Rhein-Alarm-Transportmodells übernommen. Weil die Wiese keiner Modellkalibrierung unterzogen wurde, sind die Parameter der Berechnungen anhand Ähnlichkeiten mit Aare und gemäß Vorgaben des LUBW für Flüsse in Baden-Württemberg angepasst worden [5]. Die Sedimentation der an Schwebstoffen angelagerten Radionuklide wurde beispielhaft nur für die Aare und den Rhein nach einem Unfall im Kernkraftwerk Mühleberg einbezogen [10]. Für die anderen Fälle wurde aus der Sicht der Rohwasserentnahme konservativ die Sedimentation vernachlässigt.

Austauschprozesse im See: Die radiologische Belastung des Bielersees erfolgte über den Wasserpfad nach einem Unfall in KKW Mühleberg. Die Zürichsee, Bodensee und Vierwaldstättersee wurden über den Luftpfad nach einem Unfall in KKW Beznau, Gösgen und Leibstadt kontaminiert. Die Aktivität eines Radionuklids in einem geschlossenen System wie der See nimmt grundsätzlich nach dem Zerfallsgesetz ab, bei durchgeströmten Seen wie z.B. der Bielersee oder Zürchersee wird ein Teil der Radionuklide ausgetragen. Vereinfachend kann der Rückgang der Aktivität von Iod-131 mit einer Halbwertszeit von 8 Tagen ausschließlich durch den radioaktiven Zerfall betrachtet werden. Die langlebigen Strontium und Cäsium verlassen den Wasserkörper des Sees im Wesentlichen durch Sedimentation und durch den Abfluss. Durch die Änderung des chemischen Milieus und der limnologischen Charakteristika kann es zur Rücklösung aus dem Sediment kommen. Um die mögliche Überschreitungszeit von Grenzwerten in Seen zu diskutieren, wurden diese genannten Prozesse quantifiziert. Dazu wurden Beobachtungen zum Sedimentationsverhalten nach dem Unfall in Tschernobyl herangezogen [12], [6].

Belastung des Einzugsgebietes der Wiese – Kompartimentansatz: Für die Abschätzung des möglichen Ablaufes der Kontamination wurde ein vereinfachender Ansatz des Kompartimentmodells aufgebaut. Das Einzugsgebiet wurde in eine Form der linearen Speicherkaskade überführt, wobei die einzelnen Kompartimente – Fluss, Pflanzenoberfläche, ungesättigte Zone Boden und gesättigte Zone Grundwasser - als miteinander kommunizierende Speicher funktionieren. Der Zufluss (Eintrag in Bq) wird in dem jeweiligen Kompartiment zum Teil gespeichert, zum Teil an das benachbarte Kompartiment weitergegeben. Das Einzugsgebiet wurde weiterhin in drei Pufferzonen geteilt: 20 m Flusssaum mit einer intensiven Kommunikation Oberflächenabfluss/Bodeninfiltration, 2,5 km Oberflächenstreifen mit

mäßiger Kommunikation (Radionuklidmigration in den Fluss aufgrund längerer Distanz deutlich reduziert) und der Randstreifen bis zur Grenze des Einzugsgebietes ohne eine bedeutende (Transport)relevanz für den Kontakt mit dem Fluss. Zur Modellkonzeption und zur Ergänzung/Verifizierung der Rechenergebnisse, wurden Arbeiten zu Transport- und Austauschprozessen Fluss-Grundwasser der Wiese in Langen Erlen (Zechner 1996; Huggenberger und Guldenfels 2003) sowie die Studie zum Transmissionsverhalten von Radionukliden in Sickerstellen der Langen Erlen (Abraham 2016) herangezogen und ein Vergleich mit den Beobachtungen in den Fließgewässern nach Unfall In Tschernobyl durchgeführt. Darauf aufbauend wurden die Annahmen für die Modellberechnungen getroffen.

5. Ergebnisse und Schlussfolgerungen

Die Verordnung Eidgenössischen Departements des Innern des EDI über Trink-, Quell- und Mineralwasser sieht in Abschnitt 2, Art. 3, Anforderungen an das Trinkwasser vor. Demnach gilt Trinkwasser an der Stelle, an der es an den Verbraucher abgegeben wird, als genusstauglich, wenn u.a. die in der Fremd- und Inhaltsstoffverordnung (FIV, (EDI 1995)) in der neuesten Fassung definierten Kriterien erfüllt sind (EDI 2005). In der FIV werden als Kriterien Toleranz- und Schwellenwerte genannt. Der Toleranzwert ist die Höchstkonzentration, bei deren Überschreitung das Lebensmittel als verunreinigt oder sonst im Wert vermindert gilt. Der Grenzwert ist die Höchstkonzentration, bei deren Überschreitung das Lebensmittel für die menschliche Ernährung als ungeeignet gilt. Für Iod- und Cäsiumisotope liegt der Toleranzwert bei 10 Bq/l, für Strontiumisotope bei 1 Bq/l. Der weniger konservative Grenzwert liegt bei 125 (Strontium), 500 (Iod) und 1000 (Cäsium) Bq/l.

Nach einem Fukushima-ähnlichen Unfall in einem der schweizerischen Kernkraftwerke müsste in allen Städten, die aus Rhein und Aare Trinkwasser beziehen, die Trinkwassergewinnung sofort eingestellt werden. Die schweizerischen Toleranz- und Grenzwerte für Radionuklide im Trinkwasser wären bereits kurz nach dem Unfall in allen Fällen überschritten und auch über 90 Tage hinaus würde eine Gefährdungssituation für die Trinkwasserversorgung vorliegen. Die Seen wären in den betrachteten Fall-/Washout-szenarien vergleichsweise weniger belastet, die Kontamination würde aufgrund der langen Zerfallszeiten von Cäsium und Strontium jedoch deutlich langsamer abnehmen.

Nach einem Unfall in KKW Mühleberg käme es durch die Einleitungen von radioaktivem Cäsium in die Aare zu massiven Problemen der Nutzung des Bielersees. Die weitere Gewinnung von Trink- und Brauchwasser aus dem See wie auch der Fischfang müssten auf nicht absehbare Zeit eingestellt werden. Ebenfalls der Aufenthalt im Seeuferbereich wäre infolge der Sedimentkontamination radiologisch nicht mehr zu vertreten, so dass der Bielersee insgesamt abgesperrt werden müsste. Ein kerntechnischer Unfall solchen Ausmaßes hätte massive Auswirkungen in der Schweiz und Nachbarländern. In den zugrunde gelegten meteorologischen Szenarien müsste beispielsweise in der Schweiz ein großes Gebiet umgesiedelt werden.

Bei der Wasseraufbereitung unter der Nutzung des Wiesewassers müsste der Transport mit dem Fluss im Zusammenspiel mit dem Freisetzungsregime aus dem belasteten Einzugsgebiet beachtet werden und dem entsprechend die Strategie der Rohwasserentnahme in Langen Erlen sowie die Rohwasserbehandlung angepasst werden. Weil die Flusskontamination nach dem Fall/Washout sehr schnell erfolgt, sind ein Monitoring am Entnahmestandort und die Koordination mit den Kernkraftwerken mit einer umgehenden Meldung beim Vorfall dringend erforderlich. Die Nutzung der Wiese als Ersatzrohwasserquelle dürfte frühestens 14 Tage nach der erfolgten Kontamination durch einen kerntechnischen Unfall erfolgen. Die Wassergewinnung aus dem Oberflächenwasser mit künstlicher Anreicherung des Grundwassers nach einer längeren Bodenpassage oder aus dem „echten“ Grundwasser ist nach

entsprechender Vorbereitung grundsätzlich möglich (so auch (Haberer 1989)). Das gegenwärtige Gesamtkonzept und die Stufen der Rohwasserbehandlung müsste angepasst werden. Dies ist Gegenstand weiterer Untersuchungen.

6. Literaturverzeichnis

- [1] Abraham, J.: Studie zum Transmissionverhalten von Radionukliden in Sickerstellen der Langen Erlen. Kantonales Laboratorium Basel-Stadt, Schweiz 2016
- [2] Das Eidgenössische Departement des Innern (EDI): Verordnung des EDI über Trink-, Quell- und Mineralwasser vom 23.11.2005, 817.022.102, Stand 1.1.2014
- [3] Das Eidgenössische Departement des Innern (EDI): Verordnung des EDI über Trink-, Quell- und Mineralwasser vom 23.11.2005, 817.022.102, Stand 1.1.2014
- [4] ENSI: Aktivitätskonzentration im Regenwasser - Modellstudie zum Referenzszenario A4. ENSI-AN-9323 Rev. 1. Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI), 2015
- [5] LfU: Hydraulik naturnaher Fließgewässer. Teil 1-4. 1. Auflage. Hg. v. LfU - Landesanstalt für Umweltschutz Baden-Württemberg. Karlsruhe, 2003.
- [6] G. Lindner et al.: Entfernungs- und Akkumulationsprozesse von Cäsium-Radionukliden in Seen des Voralpengebietes. Publikationsreihe Fortschritte im Strahlenschutz des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V., Aachen, 1991
- [7] Haberer, K.: Umweltradioaktivität und Trinkwasserversorgung. Hg. v. R. Oldenbourg Verlag München Wien (ISBN 3-486-26140-1, 1989
- [8] Huggenberger, P.; Guldenfels, L.: Austauschprozesse Fluss-Grundwasser, Markeriversuc und begleitende Feldexperimente in März 2002. Bericht und Auswertung. Baudepartement Tief-bauamt Basel-Stadt, Schweiz, 2003.
- [9] Öko-Institut: Untersuchung möglicher Folgen eines schweren Unfalls in einem schweizerischen Kernkraftwerk auf die Trinkwasserversorgung. Unter Mitarbeit von V.Ustohalova, C. Küppers und M. Claus. Öko-Institut e.V. Darmstadt, 2014.
- [10] Öko-Institut.: Mögliche Folgen eines Unfalls im KKW Mühleberg bei ähnlichen Freisetzungen radioaktiver Stoffe wie aus einem Block des KKW Fukushima-Daiichi. Unter Mitarbeit von C. Küppers und V. Ustohalova, Darmstadt, 31. August 2012
- [11] Strahlenschutzkommission: Störfallberechnungsgrundlagen zu §49 StrlSchV - Neufassung Kapitel 4: Berechnung der Strahlenexposition. Empfehlung der SSK, verabschiedet auf der 186. Sitzung der SSK 11.09.2003, SSK Publikationen, Heft 44, 2004
- [12] Strahlenschutzkommission: Radionuklide in Wasser-Schwebstoff-Sediment-Systemen und Abschätzung der Strahlenexposition, Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission, Band 9, Köln 1988

INKORPORATIONSMESSUNGEN AN KINDERN: VON TSCHERNOBYL BIS FUKUSHIMA

P. Hill¹⁾, F. Bronson²⁾, R. Hayano³⁾

¹⁾Forschungszentrum Jülich GmbH, Jülich, Deutschland

²⁾Canberra Industries, Meriden, Vereinigte Staaten von Amerika

³⁾University of Tokyo, Tokyo, Japan

Bei in-vivo Messungen der Bevölkerung in Notfallsituationen und nach kerntechnischen Unfällen werden verschiedene Arten von Ganzkörperzählern eingesetzt. Zur Messung von Kindern müssen unter Umständen besondere Vorkehrungen getroffen werden, ganz besonders wenn es um Babies oder Krabbelkinder geht.

In diesem Beitrag wird über bisherige Erfahrungen bei der Messung von Kindern nach den Unfällen von Tschernobyl und Fukushima berichtet. Dabei wird der Einsatz verschiedener Messsysteme zur Messung von Kindern vorgestellt. Das Spektrum reicht von liegenden Messungen auf Standardsystemen, über Stuhlkonfigurationen und das FASTSCAN-System zur stehenden Messung bis hin zu speziellen Zählern wie dem Messsystem für Babies und Krabbelkinder des Forschungszentrums Jülich und dem neueren Baby-Scan von Canberra Industries.

Neben den technischen Aspekten wird auch über Ergebnisse von Messungen, berichtet, die in den durch Tschernobyl kontaminierten Gebieten und in Japan nach dem Unfall in Fukushima durchgeführt wurden. Während sich in Russland, Belarus und der Ukraine sich durchaus Messwerte ergaben, die deutlich über den Nachweisgrenzen lagen und teils auch in Dosisbereiche über 1 mSv führten, ist die Lage in Japan und insbesondere in der Provinz Fukushima unkritisch.

INTEGRIERTE BIODOSIMETRIE BEI RADIOLOGISCHEN GROSSCHADENSEREIGNISSEN – MÖGLICHKEITEN FÜR ZIVIL-MILITÄRISCHE ZUSAMMENARBEIT

INTEGRATED BIODOSIMETRY IN LARGE SCALE RADIOLOGICAL EVENTS - OPPORTUNITIES FOR CIVIL MILITARY CO-OPERATION

M. Port¹⁾, S.F. Eder¹⁾, A. Lamkowski¹⁾, M. Majewski¹⁾, M. Abend¹⁾

¹⁾Institut für Radiobiologie der Bundeswehr, München, Deutschland

Zusammenfassung

Strahlengroßereignisse, wie radiologische oder nukleare Unfälle und terroristische Angriffe mit sogenannten schmutzigen Bomben erfordern eine schnelle medizinische Ersteinschätzung (Triage) einer großen Anzahl von Patienten. Dabei ist die Bestimmung der absorbierten Dosis, aber noch viel stärker die valide Vorhersage der zu erwartenden strahleninduzierten Gesundheitsbeeinträchtigungen, Pflicht, um eine optimierte Allokation der limitierten klinischen Ressourcen sicherzustellen und die erforderliche patientenzentrierte Therapie einzuleiten. Der Sanitätsdienst der Bundeswehr verfügt mit dem Institut für Radiobiologie der Bundeswehr über eine Dienststelle, welche eine breite Palette von Werkzeugen bereitstellen kann, um in verschiedensten Szenarien radiobiologische und medizinische Unterstützung zu leisten. Insbesondere die mobile Task Force Medizinischer A-Schutz hat hier Zugang zu modernsten wissenschaftlichen Verfahren wie der physikalischen Dosimetrie und des schnellen Nuklidnachweis über mobile Gammaskopie, der klinischen „Dosimetrie“ (Prodromi, H-Modul) und verschiedenen Techniken der biologischen Dosimetrie (z.B. dicentric Chromosomenanalyse, Hoch-Durchsatz-Genanalyse oder gamma-H2AX). Die Integration der verschiedenen Methoden erlaubt es trainierten Ärzten der medizinischen Task Force den individuellen Strahlenschaden einzuschätzen und darauf aufbauend eine prognostische Evaluation unter der Berücksichtigung modernster Therapieoptionen zu erstellen. Um die beschränkte diagnostische Kapazität einer einzelnen Institution zu kompensieren, wird die Bildung von internationalen Netzen als Strategie verfolgt. Das Potential der verschiedenen Dosimetrieverfahren wird ebenso wie die Möglichkeiten der zivilmilitärischen Zusammenarbeit dargestellt.

Summary

Radiological events like large scale radiological or nuclear accidents, terrorist attacks with radionuclide dispersal devices require rapid and precise medical classification ("triage") and medical management of a large number of patients. Estimates on the absorbed dose and in particular predictions of the radiation induced health effects are mandatory for optimized allocation of limited medical resources and initiation of patient centred treatment. Among the German Armed Forces Medical Services the Bundeswehr Institute of Radiobiology offers a wide range of tools for the purpose of medical management to cope with different scenarios. The forward deployable mobile Medical Task Force has access to state of the art methodologies summarized into approaches such as physical dosimetry (including mobile gamma-spectroscopy), clinical "dosimetry" (prodromi, H-Modul) and different means of biological dosimetry (e.g. dicentric, high throughput gene expression techniques, gamma-H2AX). The integration of these different approaches enables trained physicians of the Medical Task Force to assess individual health injuries as well as prognostic evaluation, considering modern

treatment options. To enhance the capacity of single institutions, networking has been recognized as an important emergency response strategy. The capabilities of physical, biological and clinical "dosimetry" approaches spanning from low up to high radiation exposures will be discussed. Furthermore civil military opportunities for combined efforts will be demonstrated.

Schlüsselwörter Strahlenunfall, Dosimetrie, Task Force, Triage, medizinisches Management
Keywords radiation accident, dosimetry, task force, triage, medical management

1. Einleitung

Radiologische oder nukleare Großschadensereignisse sind einerseits sehr selten, erfordern andererseits aber bei ihrem Eintreten komplexe und sehr aufwändige Verfahren in ihrer Bearbeitung. Dies trifft insbesondere für die medizinische Bewältigung eines solchen Szenarios zu. Auch wenn bei Unfällen der Bedarf an Behandlung strahlenspezifischer Erkrankungen sehr gering ist [1-4], ist der zu erbringende Aufwand für Diagnostik, medizinische Beratung und psychologische, ggf. sogar psychiatrische Betreuung erheblich. Eine Ausnahme stellt hier die Reaktorkatastrophe von Chernobyl dar, bei der bereits der spezifische Behandlungsbedarf so hoch war, dass eine optimierte lokale Versorgung im näheren Umfeld nicht möglich war. Im Falle eines terroristischen Anschlags mit einer „schmutzigen Bombe“ (Radiological Dispersal Device (RDD)) oder einer externen Bestrahlungsquelle (Radiological Exposure Device (RED)) können potentiell sehr viele Personen in Kontakt mit der Expositionsquelle kommen, falls die Strahlenquelle erst mit einer größeren zeitlichen Verzögerung identifiziert wird. Beispiele wie Goiania [1] mit über 100.000 zu untersuchenden potentiellen Patienten oder der Fall Litvinenko mit bis zu 33.000 Kontakten [5] und allein in Großbritannien nachgewiesenen 139 kontaminierten Personen [6] zeigen dies eindrücklich.

Eine medizinische Triage von vielen tausend Patienten ist mit den gängigen Verfahren sehr aufwändig und kann keinesfalls von einer Einrichtung alleine bewältigt werden. Für die Expositionseinschätzung großer Patientengruppen stehen derzeit Verfahren der klinischen und physikalischen Dosimetrie zur Verfügung. Für die Individualanalyse sind Verfahren der biologischen Dosimetrie führend, die jedoch nicht ohne weiteres zeitnah für eine sehr hohe Anzahl an Patienten zur Verfügung gestellt werden können. So wird für die Entscheidung der Cytokingabe als Zeitfenster der erste Tag nach Bestrahlung angegeben. Innerhalb dieses Zeitfensters kann mit Hilfe etablierter zytogenetischer Verfahren (DIC Assay, Mikrokernassay) aus biologisch-methodischen Gründen keine Diagnostik bereitgestellt werden. Die angewendeten Konzepte beruhen in der Regel auf einer direkten Messung von Radioaktivität oder einer Messung dosisabhängiger biologischer Änderungen, die eine Dosisrekonstruktion erlauben. In diesem Fall wird die biologische Änderung als ein Biomarker zur Dosisabschätzung verwendet. Aus der Dosis wird in der Folge mit Modellen der International Commission on Radiological Protection (ICRP) auf den zu erwartenden Gesundheitsschaden geschlossen (Abb. 1a). Dieses indirekte Vorgehen zur prognostischen Abschätzung ist mit zahlreichen Unsicherheiten für den individuellen Patienten behaftet. Beispielgebend seien die nur annäherungsweise bestimmbare Absorption von Strahlung in Geweben, die Inhomogenität durch Teilkörperbestrahlung oder die individuelle Strahlenempfindlichkeit genannt. Zur Reduktion dieser Unsicherheiten für den einzelnen Patienten besteht auch die Möglichkeit, die biologische Änderung zur Abschätzung des gesundheitlichen Effekts zu verwenden. In diesem Fall wird die biologische Änderung als ein Bioindikator zur Abschätzung eines zukünftigen gesundheitlichen Effekts eingesetzt. Ein Bioindikator des Effektes birgt als Vorteile eine robustere Vorhersage des zu erwartenden Gesundheitsschadens, die Integration verschiedenster

Expositionen und könnte auch eine mögliche Intervention unterstützen, da die Untersuchung innerhalb der kausalen Kette der Erkrankung stattfindet (Abb. 1b).

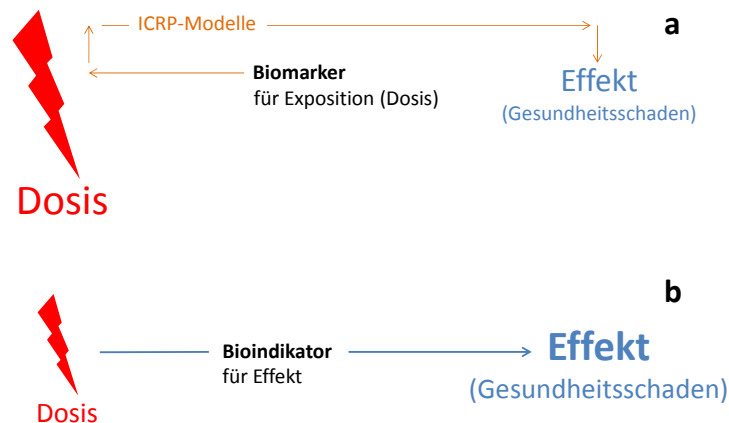


Abb. 1: Bestimmung des Effekts über (a) Dosisrekonstruktion mit Hilfe einer dosis-abhängigen biologischen Veränderung (Biomarker der Dosis) und folgender Abschätzung des gesundheitlichen Effekts unter Verwendung von ICRP-Modellen. Alternativ (b) ist eine direkte Abschätzung des Effekts möglich, wenn die dosis-abhängige biologische Veränderung auch mit dem gesundheitlichen Schaden assoziiert ist (Bioindikator des Effekts).

2. Dosimetrie bei akuten Strahlenschäden

Für die Beurteilung und Triage einer akuten Strahlenschädigung wurden verschiedenste Verfahren am Institut für Radiobiologie der Bundeswehr etabliert (Abb. 2). Schwerpunkt der Forschungstätigkeit des Institutes liegen in der Weiterentwicklung dieser Verfahren, aber auch in der Neuentwicklung alternativer Methoden.

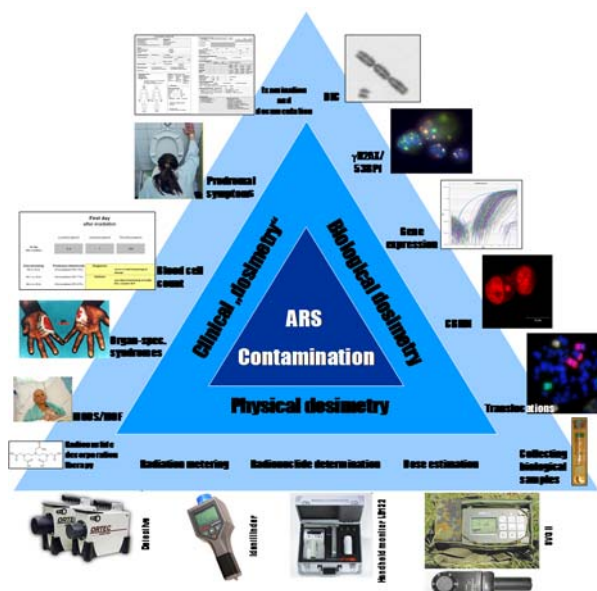


Abb. 2: Etablierte Dosimetrieverfahren am Institut für Radiobiologie der Bundeswehr
Im Falle eines akuten Strahlenunfalls verfügt das Institut mit seiner verlegbaren mobilen Task Force Medizinischer A-Schutz über die Möglichkeit, Patienten vor Ort mittels physikalischer Dosimetrieverfahren auf externe Kontamination und auf Nuklidinkorporation zu untersuchen.

Ein weiterer Schwerpunkt in der medizinischen Diagnostik liegt auf der Anwendung der klinischen und biologischen Dosimetrie. Forschungen, basierend auf Daten aus zurückliegenden Strahlenunfällen, führten zu der Entwicklung eines wissenschaftlich basierten Vorhersagewerkzeuges zur Prädiktion des hämatologischen Syndroms mit Hilfe von hämatologischen Parametern [7]. Dieses sogenannte H-Modul (Abb. 3) erlaubt eine Vorhersage des sich später manifestierenden Strahlenschadens basierend auf Blutbildveränderungen innerhalb der ersten 3 Tage nach Bestrahlung. Es kann als einfach zu trainierendes und anzuwendendes Werkzeug verlässlich in der Triage möglicher Strahlenopfer eingesetzt werden. Insbesondere können nicht- oder nur gering strahlenexponierte Personen sehr effizient identifiziert werden. Eine Belastung von Behandlungseinrichtungen durch „worried well“ könnte somit deutlich vermindert werden. Die Effektivität der klinischen Dosimetrie wurde in einer NATO-Studie mit acht teilnehmenden Institutionen eindrücklich unter Beweis gestellt [8]

Second day after irradiation		
	Lymphocytes/nl	Granulocytes/nl
1st day after irradiation	0,3	8
2nd day after irradiation	0,2	15
Discriminating		Diagnosis severe to fatal hematological damage Actions specialized hamatological facility, ICU, consider SCT
H0 vs. H1-4:	H1-4 predicted (PPV 62%).	
H0-1 vs. H2-4:	H2-4 predicted (PPV 67%).	
H0-2 vs. H3-4:	H3-4 predicted (PPV 83%).	

Abb. 3: H-Modul: Vorhersagewerkzeuges zur Prädiktion des hämatologischen Syndroms mit Hilfe von hämatologischen Parametern

Im Bereich der biologischen Dosimetrie verfügt das Institut über zahlreiche etablierte Methoden, die einen großen Bereich möglicher Fragestellungen abdecken. Unter anderem sind die dizentrische Chromosomenanalyse, Mikrokernassays, FISH-Untersuchungen und gamma-H2AX etabliert. Dieses Portfolio erlaubt Untersuchungen unmittelbar nach Strahlenexposition, aber auch Monate oder gar Jahre später. Für viele Zeitpunkte können dabei Screening-Untersuchungen für den Massenansturm genauso angeboten werden, wie hochsensitive zum Unfallereignis passende Individualuntersuchungen. Die Assays sind zwar in der Regel auf externe Strahlenschädigungen geeicht, jedoch beschäftigen sich Mitarbeiter des Institutes auch mit der Untersuchung von inkorporierten Nukliden und deren biologischer Bedeutung auf das Individuum und die Diagnostik.

Ergänzt wird das Portfolio durch neue, aktuell auch als Kandidatentechniken benannte Verfahren, wie die Hoch-Durchsatz-Genanalyse [9,10]. Sehr frühe Diagnostik, die Möglichkeit viele hunderte Proben in kurzer Zeit, aber insbesondere auch die Fokussierung auf klinisch relevante Endpunkte wie z.B. Therapieeinleitung, Therapiesteuerung und prognostische Evaluation erweitern hier das klassische Feld der Biodosimetrie erheblich.

3. Netzwerke und zivilmilitärische Zusammenarbeit als Strategie zur Katastrophenabwehr bei radiologischen und nuklearen Ereignissen

Die medizinische und insbesondere radiobiologische Diagnostik nach Strahlenunfällen oder auch nach radiologischen und nuklearen Terrorereignissen erfordert eine sehr spezifische und oftmals arbeitsintensive Aufarbeitung. Etablierte Verfahren wie die Zytogenetik benötigen neben gut geschultem Personal und einer Kulturzeit von mehreren Tagen auch eine zeitfordernde Auswertung, sodass selbst im Triage-Modus nur Untersuchungszahlen im zweistelligen Bereich pro Institution mit einer Latenz von ca. 3 Tagen realistisch erscheinen. Beide Aspekte stellen erhebliche Limitierungen für das medizinische Management dar. Da vergleichbare Einschränkungen für verschiedenste Verfahren gelten, ist seit langem offensichtlich, dass Großschadensereignisse nicht durch eine Institution, oft auch nicht durch eine Nation mit der erforderlichen fachlichen Expertise zeitnah bearbeitet werden können. Daher sind seit vielen Jahren internationale Institutionen bemüht, Netzwerke für die Bearbeitung solcher Unfallereignisse aufzubauen. Das Institut für Radiobiologie ist in mehreren internationalen Netzwerken aktiv. Hierzu gehört u.a. das Response and Assistance Network (RANET) der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEA) und das Radiation Emergency Medical Preparedness and Assistance Network (REMPAN) der Weltgesundheitsorganisation (WHO), in welchem das Institut als Liaison Institution gelistet ist. Neben den weltweit agierenden Institutionen hilft insbesondere die internationale Forschung in Verbänden, Biodosimetrienetzwerke zu etablieren und verlässlich über Jahre aufrecht zu erhalten. Hervorgegangen aus einem Forschungsvorhaben tragen sowohl das europäische RENEB-Netzwerk („Running the European Network of biological dosimetry and physical retrospective dosimetry“) als auch die Forschungsaktivitäten in einer NATO „Research Task Group“ dazu bei, verlässliche Verbindungen zwischen strahlenbiologischen Instituten weltweit herzustellen, um sich für eine Notfallsituation ausreichend zu vernetzen. Neben dem Informationsaustausch sind auch regelmäßige, häufig mit Forschungsfragen unterlegte, Ringversuche eine wesentliche Komponente, um die „preparedness“ für ein Großereignis sicherzustellen. Die individuellen Kontakte aus diesen Verbänden führen darüber hinaus zu einer fruchtbaren Verzahnung verschiedenster Labore, die mit gemeinsamen Forschungsaktivitäten den erforderlichen Informationsgewinn erheblich verbessern. Auf nationaler Ebene ist das Institut als einzige Einrichtung mit Themenschwerpunkt „Medizinischer A-Schutz“ über die „Zentrale Unterstützungsstelle des Bundes“ (ZUB) mit der Polizei verknüpft.

Das Wissen und die Fertigkeiten um den Medizinischen A-Schutz stehen im Rahmen der Amtshilfe auch anderen Ministerien zur Verfügung, herausragend ist hier sicher die Strahlenschutzkommission zu nennen. Auch andere Behörden wie Polizei, Feuerwehr, Rettungsdienste oder das Bundesamt für Strahlenschutz sind sehr interessante Partner für eine bereits jetzt gelebte zivilmilitärische Zusammenarbeit i.R. der ZUB (s.o.), als Kurssteilnehmer bei Lehrgängen des InstRadBioBw oder als Netzwerkpartner (RENEB). Die bereits bestehenden und erfolgreichen Kooperationsen im Bereich des medizinischen A-Schutzes sollten zukünftig noch weiter abgestimmt und optimiert werden. Der Rahmen für eine Intensivierung der zivil-militärischen Zusammenarbeit zur Abwehr von besonders schweren Unglücksfällen oder terroristischen Großlagen auch im Inneren ist im Weissbuch 2016 [11] dargelegt und sollte uns allen Ansporn für eine gemeinsame verbesserte Vorbereitung sein.

4. Literaturverzeichnis

- [1] International Atomic Energy Agency. The Radiological accident in Goiânia. International Atomic Energy Agency; 1988.
- [2] Akashi M, Hiramata T, Tanosaki S, et al. Initial symptoms of acute radiation syndrome in the JCO criticality accident in Tokai-mura. *J Radiat Res.* 2001;42 Suppl:S157–66.
- [3] Brumfiel G. Fukushima's doses tallied. *Nature.* 2012;485(7399):423–4.
- [4] Tanigawa K, Hosoi Y, Hirohashi N, Iwasaki Y, Kamiya K. Loss of life after evacuation: lessons learned from the Fukushima accident. *Lancet.* 2012;379(9819):889–91.
- [5] Polonium in Flugzeugen. 2006. Internet: <http://www.zeit.de/online/2006/49/Gift-Flugzeuge> (besucht am 19.02.2016)
- [6] Fraser G, Giraudon I, Cohuet S, et al. Epidemiology of internal contamination with polonium-210 in the London incident, 2006. *J Epidemiol Community Health.* 2012;66:114–20.
- [7] Port M, et al. Rapid prediction of the haematological syndrome in radiation injured patients within the first 3 days after radiation exposure using peripheral blood cell counts. Veröffentlichung in Vorbereitung
- [8] Dörr H, et al. Using Clinical Signs and Symptoms for Medical Management of Radiation Casualties - 2015 NATO exercise. Veröffentlichung in Vorbereitung
- [9] Port M, Herodin F, Valente M, et al. First Generation Gene Expression Signature for Early Prediction of Late Occurring Hematological Acute Radiation Syndrome in Baboons. *Radiat Res.* 2016;186:39–54.
- [10] Abend M, Badie C, Quintens R, et al. Examining Radiation-Induced In Vivo and In Vitro Gene Expression Changes of the Peripheral Blood in Different Laboratories for Biodosimetry Purposes: First RENEb Gene Expression Study. *Radiat Res.* 2016;185:109–23.
- [11] Weißbuch 2016 Internet: www.weissbuch.de (besucht am 10.08.2016)

STRAHLENEXPOSITION VON KINDERN IN DER DIAGNOSTISCHEN RADIOLOGIE

M.Seidenbusch^{1), 2)}, K. Schneider²⁾

¹⁾Arbeitsgruppe Fortbildung, Institut für Strahlenschutz, Helmholtz Zentrum München

²⁾Abteilung Kinderradiologie im Dr. von Haunerschen Kinderspital, Institut für klinische Radiologie, Klinikum der Universität München

1. Einleitung

In der Bundesrepublik Deutschland ist die zivilisatorische Strahlenexposition der Bevölkerung vornehmlich auf röntgendiagnostische Maßnahmen zurückzuführen. Da das von der diagnostischen Radiologie ausgehende stochastische Strahlenrisiko nicht allein durch die Höhe der im Rahmen der radiologischen Diagnostik applizierten Strahlendosen, sondern auch durch die individuell unterschiedliche Strahlenempfindlichkeit des Patienten determiniert wird, kommt dem medizinischen Strahlenschutz in der pädiatrischen Radiologie vor dem Hintergrund der vergleichsweise hohen Strahlenempfindlichkeit von Kindern essentielle Bedeutung zu.

2. Material und Methodik

Seit 1976 werden in der Abteilung Kinderradiologie im Dr. von Haunerschen Kinderspital (Institut für klinische Radiologie, Direktor: Prof. Dr. med. Dr. h.c. M. Reiser, FACR, FRCR) des Klinikums der Universität München die im Rahmen kinderradiologischer Röntgenuntersuchungen anfallenden Röntgenexpositionsparameter in elektronischen Datenbanksystemen dokumentiert. Die Datenbasis umfasst derzeit Patientendaten und Röntgenexpositionsparameter von weit über 360.000 Röntgenuntersuchungen von etwa 160.000 Patienten und verfügt damit über einen der umfangreichsten kinderradiologischen Datenbestände weltweit. Mit Hilfe des eigens hierfür entwickelten PÄDOS-Algorithmus (Algorithmus zur pädiatrischen Dosimetrie) erfolgte in den letzten Jahren die Analyse dieses Datenbestandes sowie die Rekonstruktion der im Rahmen der konventionellen und computertomographischen Diagnostik bei Kindern aller Altersstufen applizierten Organ- und Effektivdosen.

3. Ergebnisse

Die überwiegende Zahl der pädiatrischen Röntgenuntersuchungen wird entsprechend den demographischen Gegebenheiten einer Universitäts-Kinderklinik der höchsten Versorgungsstufe bei Kindern und Jugendlichen bis zum 14. Lebensjahr durchgeführt. Hierbei werden Frühgeborene und unreife Neugeborene vergleichsweise häufig röntgendiagnostischen Maßnahmen unterzogen. Die jährliche Röntgenuntersuchungsfrequenz ist in dem Beobachtungszeitraum von rund 40 Jahren nahezu gleich geblieben.

Konventionelle kinderradiologische Diagnostik wird in aller Regel aus unfallchirurgischer Indikation heraus durchgeführt, auch stellen Infektionserkrankungen des Respirationstraktes sowie syndromale Erkrankungen und Entwicklungsstörungen des Kindes häufige Indikationen für die konventionelle Radiologie dar. Demgegenüber bleibt die Computertomographie (CT)

vorwiegend der Diagnostik maligner Erkrankungen sowie schwerwiegender unfallchirurgischer Fragestellungen wie insbesondere des Polytraumas vorbehalten.

Als Röntgenuntersuchung des Körperstammes mit dem niedrigsten Dosisbedarf bei Kindern und Erwachsenen ist die Röntgenthorax-Übersichtsaufnahme zu betrachten; sie stellt jedoch gleichzeitig die häufigste Röntgenuntersuchung überhaupt dar und besitzt somit bezüglich ihres Dosisbeitrages in die kollektive Strahlenexposition der Patienten strahlenepidemiologische Relevanz. Die als äußerst dosisintensiv zu bezeichnenden kinderurologischen Röntgendurchleuchtungsverfahren der Mictionscysturographie (MCU) und der intravenösen Pyelographie (IVP) werden hingegen vergleichsweise selten angeordnet, bedingen jedoch aufgrund ihres hohen Dosisbedarfs ebenfalls relevante Einträge zur Kollektivdosis.

Indessen werden heute die kollektiven Strahlendosen eines Patientenkollektivs in zunehmendem Maße durch CT-Untersuchungen determiniert. Wie insbesondere eine exemplarische Betrachtung der zeitlichen Entwicklung einer kumulativen Effektivdosis an einem ausgewählten klinischen Beispiel zeigt, wird das Dosisniveau der natürlichen Strahlenexposition selbst durch zahlreiche im gleichen Zeitraum durchgeführte konventionelle kinderradiologische Röntgenuntersuchungen in aller Regel nicht überschritten; hingegen vermag eine einzige CT-Untersuchung die durch konventionelle Röntgenuntersuchungen applizierte Kumulativdosis eines Patienten um Größenordnungen zu überschreiten.

4. Schlussfolgerungen

Der Strahlenschutz des Kindes bleibt nicht zuletzt aufgrund der vergleichsweise hohen Strahlenempfindlichkeit des Kindes von herausragender Bedeutung. Die in der pädiatrischen Radiologie applizierten Strahlendosen werden heute in zunehmendem Maße durch einzelne CT-Untersuchungen determiniert. Insbesondere kann eine langjährige konventionelle Expositionsgeschichte durch eine einzige CT-Untersuchung relativiert werden. Vor diesem Hintergrund ist als wirkungsvollste Strahlenschutzmaßnahme der Kinderradiologie die konsequente Anwendung des Rechtfertigungsprinzips zu nennen, welchem mit dem Optimierungsprinzip und dem Limitierungsprinzip weitere wirkungsvolle Prinzipien zum Strahlenschutz des Kindes zur Seite gestellt wurden.

Posterbeiträge

VORSTELLUNG DES QUALITÄTSSICHERUNGSPROGRAMMS STRAHLENSCHUTZMESSTECHNIK AM FORSCHUNGSSTANDORT ROSSENDORF

PRESENTATION OF THE PROGRAM OF QUALITY FOR HEALTH PHYSICS MEASUREMENT-INSTRUMENTATION AT THE ROSSENDORF RESEARCH CENTER

D. Röllig¹⁾

¹⁾VKTA Dresden, Deutschland

Zusammenfassung

In den Einrichtungen des Forschungsstandortes Rossendorf wird in unterschiedlichster Form mit ionisierender Strahlung und radioaktiven Stoffen umgegangen. Zu deren sicherer Handhabung werden Strahlenschutzmessgeräte eingesetzt. Diese müssen einer kontinuierlichen Qualitätssicherung unterzogen werden, damit der Schutz des Personals und der Umgebung vor unzulässig hohen Strahlendosen jederzeit gewährleistet ist. Dafür existiert ein Qualitätssicherungsprogramm. Im Poster werden die darin enthaltenen Schritte und Maßnahmen beschrieben.

Summary

In the facilities of the research center Rossendorf ionizing radiation and radioactive materials are used in many ways. Radiation protection devices ensure their safe handling. The quality of these devices has to be monitored to protect personnel and environment from unacceptably high radiation levels at all times. For that a quality control program was developed whose details are explained in the poster.

Schlüsselwörter: *Qualitätssicherung, Strahlenschutzmessgeräte*

Keywords: *quality control, Radiation protection device*

1. Einleitung

Am Forschungsstandort Rossendorf (FSR) befinden sich das Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf e. V. (HZDR) und der VKTA - Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e. V. (VKTA). Deren Aufgabenspektren reichen von Forschung in der Radiochemie zu medizinischen Anwendungen, Nutzung verschiedener Beschleuniger für Grundlagen- und angewandte Forschung, Rückbau kerntechnischer Einrichtungen, sowie Konfektionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle.

Für alle diese Aufgaben wird Strahlenschutzmesstechnik in unterschiedlichsten Formen benötigt. Damit das Schutzziel des Strahlenschutzes gewährleistet werden kann, müssen diese kontinuierlich qualitätsgesichert werden.

2. Qualitätssicherungsprogramm Strahlenschutzmesstechnik

Zur Gewährleistung des bestimmungsgemäßen Betriebs der Strahlenschutzmesstechnik am FSR wurde im Fachbereich Strahlenschutz des VKTA ein „Qualitätssicherungsprogramm Strahlenschutzmesstechnik“ (QS-Programm) erarbeitet. Es ist in mehrere Abschnitte unterteilt.

Zunächst sind im allgemeinen Teil die gesetzlichen Grundlagen und Erfordernisse beschrieben. Danach werden für alle in Gebrauch befindlichen Messgeräte die gerätespezifischen Prüfvorschriften (PV) aufgelistet. Diese sind nach den am FSR verwendeten Strahlenschutzmessgerätegruppen geordnet. Jede PV ist unterteilt in:

- Inbetriebsetzung (IBS)
- Wiederkehrende Prüfung (WKP)
- Prüfung nach Reparatur

Ebenfalls beschrieben werden sind die verwendeten Kalibrier- und Prüfquellen sowie der WKP-Prüfkalender.

2.1 Gesetzliche Grundlagen

Die Notwendigkeit der regelmäßigen Prüfung und Wartung von Strahlungsmessgeräten ergibt sich aus dem § 67 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV). Sie müssen:

*„den Anforderungen des Messzweckes genügen, in ausreichender Zahl vorhanden sein und regelmäßig auf ihre Funktion geprüft und gewartet werden.
Der Zeitpunkt und das Ergebnis der Funktionsprüfung sind aufzuzeichnen.“*

Weiterhin gelten die Mess- und Eichverordnung sowie verschiedene DIN-Vorgaben.

2.2 Gerätegruppen

Die Tab. 1 zeigt eine allgemeine Übersicht der derzeit für die Gewährleistung des Strahlenschutzes am FSR verwendeten Messgerätegruppen.

Tab. 1: Gerätegruppen zur Strahlenschutzmessung

Art der Handhabung	Messaufgabe		
	Dosis und Ortsdosisleistung (ODL)	Kontamination	Aktivität
transportable Geräte	nichtamtliche Personendosimeter (elektronische Dosimeter) Gamma-ODL-Messgeräte Neutronen-ODL-Messgeräte	Kontaminationsmessgeräte für Alpha-Beta-Nuklide Kontaminationsmessgeräte für Beta-Gamma-Nuklide	fahrbare Edelgas-, Aerosol-, Iod-, Tritium- und C-14-Monitore In-situ-Gamma-Spektrometer Aerosolsammler
stationäre Geräte/ Systeme	Messanlagen bzw. Messsysteme mit Gamma- und/oder Neutronen-ODL-Sonden	Hand-Fuß-Kleider-(HFK)-Monitore Ganzkörper-Kontaminations-(GK)-Monitore	Probenmessplätze, einfach Probenwechsler-Messplatz Multi-Low Level-Probenmessplätze

2.3 Dosis- / Dosisleistungsmessung

Zur Bestimmung der Röntgen-/Gamma-Dosis bzw. -Dosisleistung kommen am FSR überwiegend nur solche Geräte zum Einsatz, welche eine Bauartzulassung der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) besitzen. Die Erteilung einer solchen Zulassung durch die PTB ist an bestimmte Geräteeigenschaften gebunden. Die Bauartzulassung ist damit ein Qualitätsstandard für diese Gerätegruppe. Sie ist außerdem die Voraussetzung zur Eichzulassung eines Gerätes.

Strahlenschutzmessgeräte dieser Gerätegruppe, die für die Bestimmung personenbezogener Dosiswerte eingesetzt werden, unterliegen der Eichpflicht.

2.4 Kontaminationsmessung

Kontaminationsmessgeräte unterliegen nicht der Eichpflicht, sie besitzen auch keine PTB-Zulassung. Bei der Geräteauswahl muss deshalb besondere Aufmerksamkeit auf die Eignung gelegt werden.

Tragbare Geräte werden zur direkten Kontaminationsmessung auf Oberflächen verwendet. Als stationäre Geräte kommen HFK-Monitore und GK-Monitore zur Messung von Personen beim Verlassen von Strahlenschutzbereichen zum Einsatz.

2.5 Aktivitätsmessung

Zur Aktivitätsmessung werden Geräte zur Bestimmung der an Schwebstoff bzw. gasförmig gebundenen Raumluftaktivität eingesetzt. Dabei kommen kontinuierlich messende Systeme (z. B. Aerosol- oder Gasmonitore) zum Einsatz. Alternativ werden Aerosolsammler zur

Filterbeaufschlagung eingesetzt, die Aktivitätsbestimmung erfolgt dann diskontinuierlich im Messlabor.

Weiterhin im Einsatz sind Messplätze zur Gesamt-Alpha- und Beta-Aktivitätsbestimmung von Wischtests, beaufschlagten Luftfiltern, präparierten Proben u. a.

3. Teilbereiche des QS-Programms

3.1 Ziel des QS-Programms

Das QS-Programm hat zum Ziel, die messtechnischen Erfordernisse zur Durchsetzung des Strahlenschutzes am FSR bestmöglich abzusichern. Die Strahlenschutzmesstechnik ist stets gemäß den in den Technischen Spezifikationen des jeweiligen Herstellers angegebenen Umgebungsbedingungen einzusetzen.

Die Arbeiten zur Qualitätssicherung der Messtechnik beschränken sich nicht ausschließlich auf die eigentliche Geräteprüfung, sondern schließen weitere Serviceleistungen ein, die nachfolgend erläutert werden.

3.2 Beratung bei der Beschaffung neuer Strahlenschutzmesstechnik

Die Mitarbeiter werden bei der Auswahl der für die jeweilige Messaufgabe geeigneten Messtechnik beraten.

Diese Beratung erfolgt nach folgenden Gesichtspunkten:

- Eignung für den Messzweck, technisches Niveau des Gerätes/Systems (Stand von Wissenschaft und Technik)
- Einheitlichkeit der Ausrüstung am FSR, damit gute Austauschbarkeit; der Prüf- und Reparaturaufwand wird gering gehalten
- Betriebsbewährung (Referenzen der Hersteller)
- gute Prüffähigkeit und Servicefreundlichkeit, einheitliche Bedienung
- geringeres Spektrum an gerätetypgebunden Prüfquellen
- Nutzung von Rabattangeboten bei Kauf größerer Stückzahlen eines Gerätetyps

3.3 Eingangsprüfung und Inbetriebsetzung (IBS)

Die Bestellung von Strahlenschutzmesstechnik ist am FSR so geregelt, dass die Geräte über den Wareneingang zuerst zum Fachbereich Strahlenschutz gelangen. Bei stationären Anlagen erfolgt die Anlieferung bzw. Installation direkt am Bestimmungsort. Die Strahlenschutz-Mitarbeiter werden vom Wareneingang informiert. Anhand der Bestellunterlagen wird die Richtigkeit und Vollständigkeit der eingegangenen Ware geprüft. Anschließend werden die Geräte in Betrieb gesetzt.

Zu jeder am FSR eingesetzten Gerätegruppe sind Prüfvorschriften und -protokolle zur IBS vorhanden. Für neu eingeführte Geräte werden die erforderlichen Prüfvorschriften und -protokolle erstellt.

Bei der IBS wird für das betreffende Gerät gemäß der IBS-Prüfvorschrift ein IBS-Protokoll ausgefüllt. Dieses IBS-Protokoll enthält die notwendigen Betriebsparameter, eventuell

eingestellte Kalibrierfaktoren, Geräte- und Inventarnummer, Standort, Besitzer und Nutzer des Gerätes.

Zur radiologischen Prüfung werden die Geräte der verschiedenen Gerätegruppen jeweils mit zugehörigen Prüfquellen beaufschlagt. Durch die Verwendung von passenden Quellenhaltevorrichtungen wird gewährleistet, dass die Strahlungsdetektoren immer in der gleichen Geometrie und damit mit der gleichen Intensität beaufschlagt werden. Die daraus resultierenden Anzeigewerte werden im IBS-Protokoll festgehalten. Sie bilden die Referenz für spätere Wiederkehrende Prüfungen (WKP).

Abschließend wird das Gerät mit den oben genannten Daten in die Datenbank „Strahlenschutzmessgeräte“ aufgenommen und die Inventarnummer am Gerät angebracht.

3.4 Durchführung wiederkehrender Prüfungen (WKP)

In halbjährlichen Abständen werden an allen in Strahlenschutzbereichen eingesetzten Geräten die WKP einschließlich der Führung und Aufbewahrung der notwendigen Prüfunterlagen gemäß Prüfkalender durchgeführt.

Für jede Gerätegruppe gibt es eine „Prüfvorschrift für WKP“, in der der genaue Ablauf festgelegt ist.

Für die Geräteprüfung werden jeweils festgelegte Prüfquellen verwendet. Die daraus resultierenden Anzeigewerte werden mit dem zur IBS ermittelten Werten verglichen. Bei Einhaltung der zulässigen Toleranzen ist das betreffende Gerät weiterhin einsetzbar.

An mobilen Kontaminationsmessgeräten wird darüber hinaus noch ein wöchentlicher Quicktest mit dafür vorgesehenen Prüfquellen durchgeführt. Diesen führt der Strahlenschutzbeauftragte oder ein von ihm benannter Mitarbeiter selbst durch. Bei dieser Geräteart besteht die Gefahr, dass die dünne Detektorfolie beschädigt werden kann. Somit kann es zu falschen Messwerten kommen.

Mit der Aufnahme des jeweiligen Gerätes / Systems in die Datenbank „Strahlenschutzmessgeräte“ wird es automatisch auch in den Prüfkalender der WKP aufgenommen. Die Prüftermine sind im Prüfkalender monatsweise für den jeweiligen Einsatzbereich festgelegt. Eine Terminverfolgung und -kontrolle der WKP erfolgt ebenfalls mit Hilfe dieser Datenbank.

Bei erfolgreicher Prüfung wird am Gerät ein Aufkleber mit dem gültigen Prüfzeitraum angebracht. Wenn das Gerät die Prüfung nicht besteht, wird es einer Reparatur zugeführt.

3.5 Prüfung nach Reparatur

Nach einer Reparatur von Strahlenschutzmesstechnik werden ebenfalls Funktionsprüfungen analog der WKP durchgeführt und dokumentiert.

3.6 Beschaffung und Verwaltung der für IBS und WKP benötigten Prüfmittel

Die für die durchzuführenden Prüfungen erforderlichen Kontrollstrahler, Lehren, Haltevorrichtungen etc. werden vom Fachbereich Strahlenschutz beschafft und verwaltet.

3.7 Nachweisführung

Für die zu prüfenden Geräte des jeweiligen Zeitraumes werden entsprechend dem Prüfkalender aus der Datenbank „Strahlenschutzmessgeräte“ Listen ausgedruckt. Somit ist eine lückenlose Überwachung der Prüftermine aller registrierten Strahlenschutzmessgeräte gesichert.

Der Nachweis der durchgeführten Arbeiten zur IBS und WKP erfolgt durch verschiedene Protokolle, die für jede Gerätegruppe in einem Aktenordner „Prüfvorschrift“ abgelegt werden. In diesem Ordner sind enthalten:

- eine Prüfvorschrift für IBS und WKP
- die ausgefüllten Protokolle zur IBS und WKP für die in dieser Gruppe existierenden Geräte
- eine Bedienungsanleitung (bzw. ein Auszug zu den wichtigsten Teilen) sowie Technische Spezifikationen
- Betriebsparameter, Nachweisgrenzen etc.

Für jedes eingesetzte Strahlenschutzmessgerät ist ein Protokoll vorhanden. Die Originale der Protokolle werden mindestens bis 10 Jahre nach der letzten Prüfung aufbewahrt (§ 67, Absatz 2, StrlSchV). Nach erfolgreicher Prüfung wird am Gerät ein Aufkleber mit dem gültigen Prüfzeitraum angebracht.

4. Zusammenfassung

Durch den Einsatz des QS-Programms Strahlenschutzmesstechnik werden alle am FSR eingesetzten Strahlenschutzmessgeräte umfassend geprüft. Für jede Gerätegruppe gibt es detaillierte Prüfvorschriften zur IBS und WKP. Für jedes einzelne Gerät wird ein Protokoll über die durchgeführten Prüfungen geführt. Somit ist die ordnungsgemäße Funktion aller Strahlenschutzmessgeräte bestmöglich gewährleistet, die gesetzlichen Forderungen werden erfüllt.

Gegenwärtig werden vom QS-Programm 1258 Strahlenschutzmessgeräte erfasst.

GEFÄHRDUNGSBEURTEILUNG FÜR SOLARE EXPOSITION BEI TÄTIGKEITEN IM FREIEN AUF BASIS DES UV-INDEX

RISK ASSESSMENT FOR SOLAR EXPOSITION OF OUTDOOR WORKERS BASED ON UV-INDEX

G. Franke¹⁾, M. Brose¹⁾

¹⁾ Berufsgenossenschaft Energie Textil Elektro Medienerzeugnisse, Köln

Zusammenfassung

Nach § 5 Arbeitsschutzgesetz (ArbSchG) ist der Arbeitgeber verpflichtet, eine Gefährdungsbeurteilung für Risiken am Arbeitsplatz durchzuführen. Dies umfasst auch Arbeitsplätze im Freien mit solarer Exposition. Der UV-Index ist ein einfaches Instrument zur Risikokommunikation mit der Bevölkerung und ist mit der Empfehlung von Schutzmaßnahmen verbunden [1]. Um zu ermitteln, ob der UV-Index als Grundlage für die Gefährdungsermittlung an Arbeitsplätzen eingesetzt werden kann, wurde die solare erythemwirksame Bestrahlung [H_{er}] bei unterschiedlichen Tätigkeiten im Freien durch personengetragenen elektronische Dosimeter ermittelt und mit dem UV-Index verglichen. Ab einem UV-Index von 4 lag der überwiegende Anteil der Beschäftigten in einem Bereich, in dem eine Sonnenbrandgefährdung auftreten kann. Das Sonnenbrandrisiko der Beschäftigten im Freien ist individuell und von den jeweiligen Aktivitäten abhängig. Dies muss bei der Gefährdungsbeurteilung berücksichtigt werden.

Summary

According to § 5 in the German Occupational Safety and Health Act (ArbSchG), employers in Germany are obliged to implement an assessment of occupational risks including those caused by solar radiation. The UV Index is a simple instrument for risk communication with the public and is connected with the recommendation of protection measures[1]. The erythemally effective exposure [H_{er}] of various outdoor workers was determined by personal electronic dosimeters and compared with the UV Index. From UV-level 4 or higher, the majority of employees were in a range in which the risk of sunburn may occur. Nevertheless the risk of sunburn to outdoor worker is individual and depends on the respective job characteristics. That must be taken into account in risk assessment.

Schlüsselwörter solare Exposition, Gefährdungsbeurteilung, Beschäftigte im Freien, UV-Index

Keywords solar radiation, risk assessment, outdoor-worker, UV Index

1. Einleitung

Im Rahmen des bundesweiten solaren UV-Messnetzes des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) und des Umweltbundesamtes (UBA) wird die solare UV-Strahlung kontinuierlich gemessen. Aus den Messungen wird der UV-Index (UVI) als Maß für den Tageshöchstwert der erythemwirksamen Bestrahlung berechnet [1]. Er kann in Deutschland Stufen zwischen Null und 9 annehmen, die mit der Empfehlung von Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung [1] bzw. für Beschäftigte im Freien [2] verbunden sind.

Beschäftigte im Freien können durch Ihre berufliche Tätigkeit einer erhöhten solaren Exposition ausgesetzt sein [3]. Für solare Exposition an Arbeitsplätzen gibt es derzeit keinen Grenzwert. Dennoch ist der Arbeitgeber verpflichtet, im Rahmen des § 5 ArbSchG eine Gefährdungsbeurteilung durchzuführen und Schutzmaßnahmen festzulegen.

2. Messung der UV-Exposition

Für die Gefährdungsbeurteilung an Arbeitsplätzen der Energie- und Wasserbranche wurde die erythemwirksame UV-Bestrahlung (H_{er}) mit personengetragenen elektronischen Dosimetern bei 38 Arbeitnehmern mit Tätigkeiten im Freien ermittelt. Zur Messung wurden in Zusammenarbeit mit dem Institut für Arbeitsschutz (IFA) Personendosimeter X-2012 (Fa. Gigahertzoptik) eingesetzt. Die Tagesdosis der erythemwirksamen Bestrahlung (H_{er}) wurde als Standard-Erythemdosis (SED; $1 \text{ SED} = 100 \text{ J/m}^2$) [4] ermittelt.

Der UV-Index für den Messtag wurde über die nächstgelegene Messstation des UV-Messnetzes ermittelt und vom BfS zur Verfügung gestellt.

3. Ergebnisse

Für den Abgleich mit dem UV-Index wurden Messungen der Tagesexposition anhand der Stufen des UVI in Gruppen eingeteilt und bei annähernder Normalverteilung die Mittelwerte (MW) verglichen.

Personen, die bei einem UV-Index von 1-3 tätig waren, wiesen eine deutlich geringere Tagesexposition auf (MW: 0,93 SED, Max 3,0 SED; $n=10$) als Personen, die bei einem UV-Index von 4-5 tätig waren (MW: 2,43 SED, Max 6,42 SED; $n=16$). Die Gruppe mit den höchsten UVI (6-8) wies auch die höchste Tagesexposition auf (MW: 5,9 SED, Max 10,8 SED; $n=12$).

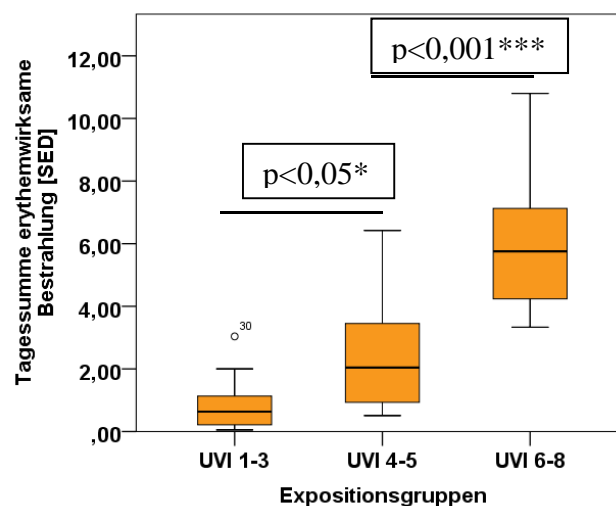


Abb.1: Tagessumme der erythemwirksamen Bestrahlung: t-Test auf Unterschiede zwischen den Gruppen schwach signifikant ($p < 0,05^*$); hoch signifikant ($p < 0,001^{***}$)

Die Höhe der erythemwirksamen Bestrahlung war weniger von der Dauer der Tätigkeit im Freien abhängig als erwartet (Halber Tag: MW 2,28/Median: 1,47 SED; Ganzer Tag: MW 3,55/Median 3,18 SED). Im Einzelfall können auch Arbeitnehmer, die nur halbtags im Freien arbeiten, einer hohen solaren Exposition ausgesetzt sein. Ab einer erythemwirksamen

Bestrahlung von 1,5 SED kann bei Personen mit empfindlichem Hauttyp (Hauttyp I) eine Sonnenbrandgefährdung auftreten [4].

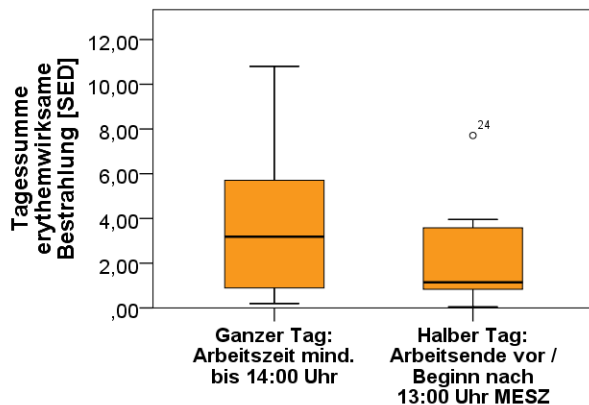


Abb.2: Einfluss der Tätigkeitsdauer
Boxplot mit Median
U-Test: nicht signifikant

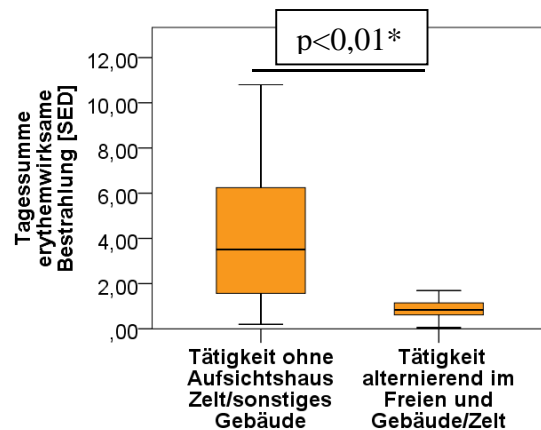


Abb.3: Einfluss von alternierender Tätigkeit im Aufsichtshaus/Gebäude
t-Test: $p < 0,01^{**}$ signifikant

Beschäftigte, denen Aufsichtshaus oder Zelt zur Verfügung stand oder bei denen alternierend Tätigkeiten in Bauwerken (z.B. Umspannwerk, Zählermontage, Montagehalle in Baustellennähe) anfielen, waren einer geringeren Tagesexposition (MW: 0,85 SED; $n=9$) ausgesetzt als Beschäftigte, die während der Arbeitstätigkeit keine Möglichkeit hatten, ein Gebäude aufzusuchen (MW: 3,89 SED; $n=26$).

4. Schlussfolgerung

Der UVI kann wertvolle Informationen zur Gefährdungsbeurteilung an Arbeitsplätzen geben. Ab einem UVI von 4 lag die solare Exposition bei der überwiegenden Anzahl der Beschäftigten in einem Bereich, in dem eine Sonnenbrandgefährdung auftreten kann.

Je nach Arbeitsablauf ergibt sich für die Beschäftigten eine individuelle Exposition. Dabei ist zu beachten, dass auch die Tätigkeitsdauer im Freien sowie die vorhandenen Schutzmaßnahmen die Höhe der individuellen Exposition beeinflussen. Dies muss im Rahmen der Gefährdungsbeurteilung bei der Festlegung von Schutzmaßnahmen berücksichtigt werden.

5. Literaturverzeichnis

- [1] WHO 2002 Global Solar UV Index – A Practical Guide. A joint recommendation of WHO, WMO, UN Environment Programme and ICNIRP, World Health Organization, Genf, Schweiz (2002)
- [2] ICNIRP Protecting workers from ultraviolet radiation. Editors: Vecchia P, Hietanen M, Stuck BE, van Deventer E, Niu S. ICNIRP (2007)
- [3] KNUSCHKE et al.: Personenbezogene Messung der UV-Exposition von Arbeitnehmern im Freien, Forschung F 1777, Schriftenreihe BAUA, Dortmund/Berlin/Dresden (2007)

- [4] DIN EN 14255-3 Messung und Beurteilung von personenbezogenen Expositionen gegenüber inkohärenter optischer Strahlung – Teil 3: Von der Sonne emittierte UV-Strahlung; Deutsche Fassung DIN Deutsches Institut für Normung e.V., Berlin (2008)

EIN VEREIN ALS KURSANBIETER: ORGANISATORISCHE UND FACHLICHE ERFAHRUNGEN

AN ASSOCIATION AS COURSE PROVIDER: ORGANIZATIONAL AND PROFESSIONAL EXPERIENCES

A. Keller^{1), 2)}, M. Scheithauer^{1), 3)}

¹⁾Strahlenschutzseminar in Thüringen e.V., Ilmenau, Deutschland

²⁾Institut für Biomedizinische Technik, Technische Universität Ilmenau, Deutschland

³⁾Strahlenschutzbevollmächtigter, Universitätsklinikum und Friedrich-Schiller-Universität Jena, Deutschland

Zusammenfassung

Das Strahlenschutzseminar in Thüringen ist als Kursanbieter ein eingetragener Verein. Im Beitrag werden Organisation, Kursangebote, inhaltliche Gestaltung und Förderaktivitäten vorgestellt.

Summary

The Radiation Protection Seminar in Thuringia is a registered association as a course provider. The contribution presents organization, courses, content design and funding activities.

Schlüsselwörter *Strahlenschutzkurse, eingetragener Verein, Organisation, Kooperation, Förderfähigkeit*

Keywords *Radiation protection course, registered association, organization, cooperation, funding activities*

1. Wendefolgen

Mit dem Staatsvertrag über die Währungs-, Wirtschafts- und Sozialunion galt das Umweltrecht der BRD in der DDR. Dies war umzusetzen seit dem 18. Mai 1990, also noch vor der Wiedervereinigung. Neben relevanten Gesetzen und Verordnungen betraf das auch Fachkunderichtlinien. So entstand für alle Strahlenschutzfachkräfte der DDR die Notwendigkeit, erworbene Qualifikations- und Befähigungsnachweise mit Anpassungskursen zeitnah zu ergänzen. Neu Weiterzubildende mussten Fachkunde erwerben.

In der DDR galt die Verordnung zur Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz (VOAS) vom 11. Oktober 1984 ([1]). Hier wurde die Erlaubniserteilung und die staatliche Überwachung zentralisiert einer einzigen Behörde, dem Staatlichen Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz Berlin übertragen. Auf Anwenderebene lag, wie in der Vorgängerverordnung, Verantwortung und Kontrolle im Strahlenschutz in denselben Händen: Für beides war der Leiter der Einrichtung zuständig. Vor Ort übernahm die Verantwortung der verantwortliche Mitarbeiter (vM). Er benötigte hierfür einen Staatlichen Qualifikationsnachweis. Dieser wurde erworben durch den erfolgreichen Besuch von zwei Tageskolloquien im SAAS Berlin.

Zur betrieblichen Kontrolle wurden vom Leiter Strahlenschutzbeauftragte eingesetzt (SB). Sie mussten hierzu den Staatlichen Befähigungsnachweis für Strahlenschutzfachkräfte erwerben in

einem Wochenkurs im SAAS Berlin. Diese Abschlüsse waren regelmäßig alle 3 bis 4 Jahre zu aktualisieren. Strahlenschutzbeauftragte waren zwar nicht de jure, aber faktisch verlängerter Arm des SAAS. Daraus ergaben sich mögliche Interessenkonflikte.

Ab Mai 1990 mussten nun von Auszubildenden und von Ausbildern gleichermaßen Paradigmenwechsel verstanden und praktisch umgesetzt werden. Aus der zentralisierten Aufgabe einer einzigen Einrichtung, des Staatlichen Amtes für Atomsicherheit und Strahlenschutz der DDR, wurden behördlich anerkannte Angebote vieler und ganz unterschiedlicher Einrichtungen auf einem freien Weiterbildungsmarkt. Da die für solche Anerkennungen zuständigen Stellen in den neuen Ländern erst aufgebaut werden mussten, waren neben der Nachfolgeeinrichtung des Institutes für Weiterbildung des SAAS, der Gemeinsamen Einrichtung der Länder (GEL) Berlin, nur die einschwärmenden, erfahrenen und anerkannten Anbieter aus den alten Bundesländern überhaupt handlungsfähig.

2. Bildungsträger

Am 20. Oktober 1994 wurde auf Initiative des Erstautors das Strahlenschutzseminar in Thüringen e.V. gegründet. Gründungsmitglieder waren Radiologen, Behördenmitarbeiter, Physiker, Ingenieure, Medizinphysik-Experten und Hochschulangehörige. Sie verfügten über jahrelange Erfahrungen als Strahlenanwender, als Strahlenschutzfachkräfte nach DDR-Recht, als Strahlenschutzbeauftragte sowie Strahlenschutzbevollmächtigte nach neuem Recht. So kamen Erfahrungen sowohl aus Sicht der Strahlenanwendung als auch aus der des Strahlenschutzes und der Aus- und Weiterbildung zum Tragen. Einige Gründungsmitglieder waren bereits als Referenten anderer Kursanbieter tätig.

Die Gründung erfolgte an der Technischen Universität Ilmenau am Institut für Biomedizinische Technik in einem sehr förderlichen Umfeld. Seit 1982 wurden dort die Absolventen der Studienrichtung Biomedizinische Technik mit dem „Staatlichen Befähigungsnachweis für Strahlenschutzfachkräfte“ für alle Einsatzfälle umfassende „Anwendungsgebiet Ionisierende Strahlung in der Medizin“ exmatrikuliert. Diese Integration fachkunderelevanter Strahlenschutz Ausbildung in ein universitäres Studium wird bis heute weitergeführt ([2]). Unter diesem umfangreichen Erfahrungsschatz erscheint es in der Rückschau nicht mehr nachvollziehbar, dass 4 Jahre bis zur Gründung einer eigenen Institution in Thüringen ungenutzt verstrichen.

Zu dieser Zeit waren die Kursangebote zum Erwerb der Fachkunde in allen neuen Bundesländern sicher bedarfsdeckend vorhanden. Es bedurfte aus dieser Sicht keines neuen Kursanbieters. Unter solchen, eher nachteiligen Randbedingungen sollte schon mit der Wahl der Rechtsform des Bildungsträgers (GbR, GmbH, Aninstitut, e.V., ...) ein körperschaftliches Umfeld geschaffen werden, welches unterstützend für unser Vorhaben war. Dies betraf die Kooperationsfähigkeit vorrangig mit der TU Ilmenau, aber auch Kooperationen mit anderen Einrichtungen unterschiedlicher Eigentumsformen, die Erleichterung notwendiger Nebentätigkeitsgenehmigungen künftiger Referenten, die Schaffung und Förderung von erforderlichen Arbeitsplätzen, die Notwendigkeiten und Möglichkeiten der Buchführung und nicht zuletzt steuerliche Regelungen.

Als Organisationsform wurde eine Körperschaft privaten Rechts gewählt, ein rechtsfähiger, eingetragener, gemeinnütziger und besonders förderwürdiger Verein. Die Eintragung erfolgte nach der Gründungsversammlung am Amtsgericht Ilmenau. Satzungsgemäßer Zweck des Strahlenschutzseminars ist die Förderung von Bildung, Wissenschaft und Forschung auf dem

multidisziplinären Gebiet des Schutzes vor den schädigenden Nebenwirkungen ionisierender und nichtionisierender Strahlen.

Höchstes Entscheidungsorgan des Vereins ist die Mitgliederversammlung. Sie findet einmal jährlich statt. Nach Prüfung des Finanzberichtes und des Standes der Förderprojekte entlasten die Mitglieder den Vorstand. Weiter wird über den Finanzplan für das Jahr und alle laufenden und neuen Förderprojekte beraten und abgestimmt. Zwischen den Mitgliederversammlungen ist der Vorstand tätig, der aus dem Vorsitzenden und mehreren Mitgliedern besteht. Aktuelle Angaben zum Verein finden sich auf seiner home page ([3]). Die Tätigkeiten des Vereins werden von verschiedenen beschlossenen Ordnungen (z.B. Gebührenordnung) geregelt. Die Rückschau des Erstautors auf insgesamt 16 Jahre Vereinsvorsitz prägt die Erkenntnis, dass sich die Auswahl eines eingetragenen, gemeinnützigen Vereins als Bildungsträger durchgängig positiv bewährt hat. Nicht zuletzt ist der Verein einer der letzten Horte wirksamer Basisdemokratie!

3. Kursbetrieb

Ein Verein kann in unterschiedlicher Weise als Kursanbieter tätig werden, entweder als GmbH (wirtschaftlicher Geschäftsbetrieb) oder als satzungsgemäßer Zweckbetrieb. Das Angebot gebührenpflichtiger Kurse zum Erwerb der Fachkunde ist Geschäftsbetrieb. Da die angebotenen Kurse aber unmittelbar satzungsgemäße Zwecke des Vereins verwirklichen, begründen sie einen Zweckbetrieb des eingetragenen Vereins im Rahmen seiner Gemeinnützigkeit. Konsequenz einzuhalten ist dabei die Forderung, dass alle Überschüsse zeitnah für Satzungszwecke einzusetzen sind.

So konnte in Trägerschaft des gemeinnützigen Vereins ein Angebot an Kursen zum Erwerb und zur Aktualisierung der Fachkunde entwickelt und angeboten werden. Mit einer Vollkraft wird das Kursbüro in Ilmenau betrieben. Referenten sind nebenamtliche Honorarkräfte. Die Zusammenarbeit mit der Technischen Universität Ilmenau wird über einen mehrfach aktualisierten Kooperationsvertrag geregelt.

Am bereits gesättigten Weiterbildungsmarkt haben wir attraktive Angebote entwickelt. Zu unserer Überraschung wurden unsere Kursangebote schnell und umfangreich angenommen. Die Kursteilnehmerzahlen stiegen jährlich. Neben Ilmenau bieten wir über Kooperationsvereinbarungen Kurse in Leipzig, Suhl, Erfurt, Jena, Bad Berka und Dresden an.

Unsere Angebote beinhalten Kurse aller Fachkunderichtlinien sowohl für die Strahlenanwendung in der Medizin als auch in der Technik. Zusätzlich zum Erwerb der Fachkunde und von Kenntnissen im Strahlenschutz werden Veranstaltungen zu deren Aktualisierung angeboten. Über die Jahresplanung hinaus werden je nach Bedarf weitere Kurse in das Programm aufgenommen und bei den zuständigen Behörden deren Anerkennung beantragt. Die meisten Kursangebote richten sich an medizinische Berufe. Es sind der Grundkurs und unterschiedliche Spezialkurse für Ärzte. Die Kursübersicht ist im Internet zu finden ([3]).

Die Kurse werden vom Kursbüro in Ilmenau vor- und nachbereitet von der Anmeldung der Teilnehmer bis zum Versand der Teilnahmebestätigung. Dort ist auch unsere einzige Angestellte als Vollkraft beschäftigt. Besondere Verantwortung tragen die Kursleiter als permanente Ansprechpartner vor Ort in den Kursstätten. Um die 30 Honorarreferenten werden eingesetzt.

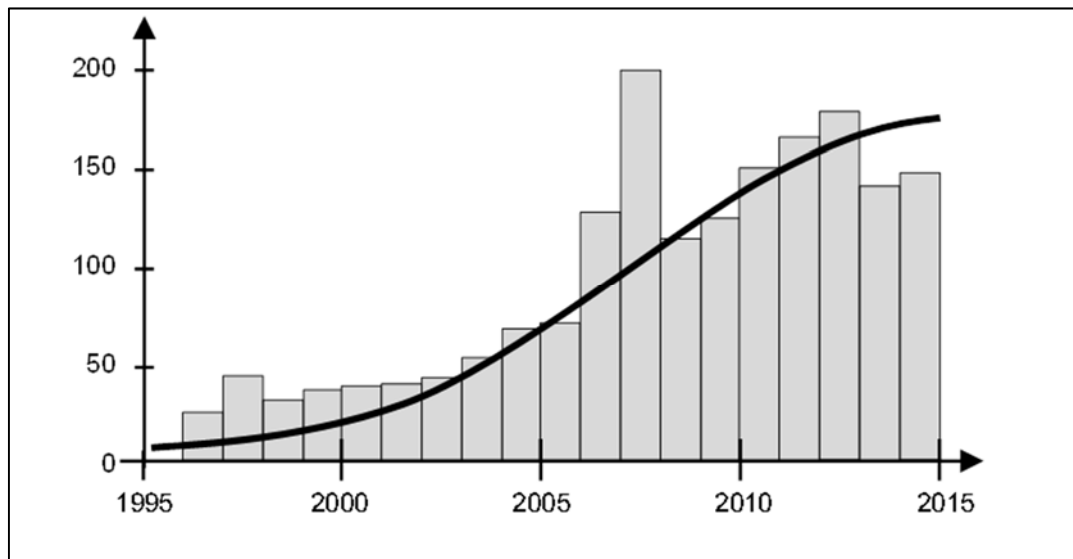


Abb. 1: Kursanzahlen pro Jahr

Die Kursanzahlen pro Jahr stiegen ständig. Ausreißer nach oben traten mit Einführung der Aktualisierungspflicht auf. Künftig ist eine Grenze der Kursanzahlen zu erwarten, bei der unsere gegenwärtigen Ressourcen ausgeschöpft sind.

4. Kursgestaltung

Bei der inhaltlichen Konzeption durch die Kursleiter, an der hauptsächlich Universitätsabsolventen bzw. lehrerfahrene Hochschullehrer mitwirkten, offenbarte sich, dass die Vielfalt der Fachkundegruppen und Module eine durchgängige didaktische Architektur weder forderte noch förderte. Hier haben wir dann zugunsten der Didaktik inhaltlich durchgängige Kurse ohne eine Modularisierung entwickelt. Die Didaktik orientiert sich am Risikobegriff.

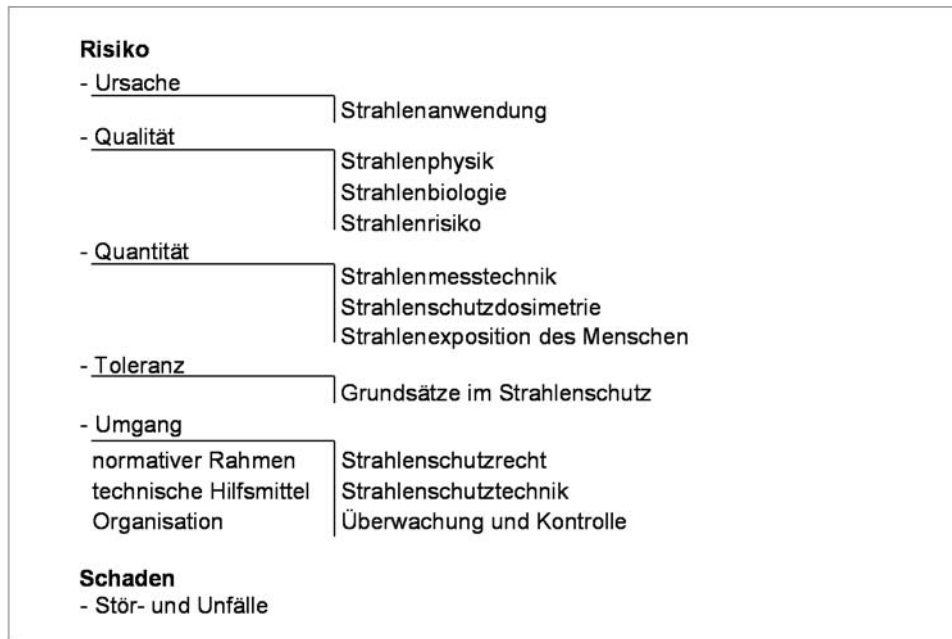


Abb. 2: Inhaltliches Konzept

Beginnend mit der Risikoerzeugung (Strahlenanwendung) werden zuerst Risikoqualitäten vorgestellt (Strahlenphysik- und -biologie) und danach die Risikoquantitäten (Strahlungsmesstechnik, Strahlenschutzdosimetrie, Strahlenexposition). Es folgen Risikotoleranz (Grundsätze) und Möglichkeiten zur Risikobegrenzung und -minimierung (Strahlenschutztechnik, Recht, Überwachung und Kontrolle beim Strahlenschutz von Patient und Personal). Mit den Stör- und Unfällen wird zum Risiko der Schaden ergänzt. Eine solche Didaktik ist zur inhaltlichen Gestaltung aller Kurse genutzt worden und prägt auch das zugehörige, eigene Lehrmaterial. In den Evaluierungsbögen der Thüringer Landesärztekammer wird unser Angebot durchgehend zwischen gut und sehr gut bewertet.

5. Fördertätigkeit

Mit den erzielten Überschüssen wurden und werden Förderprojekte realisiert. Eines der ersten war die Entwicklung eines experimentellen Computertomographen für die Ausbildung an der TU Ilmenau. Er wird seit 10 Jahren im Praktikum des konsekutiven Bachelor-Masterstudienganges Biomedizinische Technik genutzt. Hierbei wurden von den vorrangig studentischen Entwicklungsleistungen solche originellen technischen und methodischen Lösungen erzielt, dass diese veröffentlicht wurden ([5]). Weiter sind dort das Röntgenstrahlen- und Kernstrahlenlabor für ½ Mio. € modernisiert worden.

Die Klinik und Poliklinik für Nuklearmedizin des Radiologischen Zentrums der Universität Leipzig wurde ebenfalls über Jahre zu einem Forschungsprojekt Strahlenschutz unterstützt ([6]). Weitere Förderprojekte waren die Ausstattung des Radioaktivitätslabors der Thüringer Landesfeuerwehr- und Katastrophenschutzschule in Bad Köstritz und die Ausstattung des Schülerlabors der FH Erfurt mit Strahlungsdetektoren, Strahlenquellen, Schulröntgen-einrichtung und Rechentechnik.

Ein besonderes Förderprojekt ist ein Fachkundekurs selbst. Er richtet sich an Lehrer, die an Schulen als Strahlenschutzbeauftragte tätig werden. Die Lehrerweiterbildung in Thüringen wird von Thüringer Institut für Lehrerweiterbildung, Lehrplangestaltung und Medien, Bad

Berka (ThILLM) getragen. Physiklehrer in den Schulen zählen zu den Wenigen, welche der systematischen Erziehung zur Radiophobie in Deutschland wirksam gegensteuern können. Wegen fehlender Mittel am ThILLM konnte der Kurs aber noch nie kostendeckend abrechnet werden. Er war uns so wichtig, dass wir ihn seit Jahren fördern.

Aktuell fördert das Strahlenschutzseminar in Thüringen e.V. unter anderem das Projekt „Vergleich und Optimierung der Qualitätssicherung in der Strahlentherapie“, welches von der Klinik für Strahlentherapie und Radioonkologie am Universitätsklinikum Jena betreut wird. Anhand von Beispielbestrahlungsplänen, die an 10 Strahlentherapieeinrichtungen in Mitteldeutschland mit unterschiedlichen Bestrahlungstechniken und Ausrüstungen auf ein Messphantom appliziert wurden, sollen Aussagen zur Genauigkeit und Qualität der Strahlentherapie getroffen werden. Dabei geht es nicht nur um die reine Feststellung von Abweichungen zwischen Bestrahlungsplan und den Messwerten im Phantom, sondern auch um die Möglichkeit, dass Medizinphysik-Experten vieler Einrichtungen miteinander über die (anonymisierten) Ergebnisse diskutieren können, um optimale Bedingungen und Lösungen zu finden.

Weitere aktuelle Projekte zur Verbesserung der Ausbildung im Strahlenschutz werden zusammen mit der FH in Jena und verschiedenen berufsbildenden Schulen realisiert.

6. Danksagung

Das Strahlenschutzseminar in Thüringen e.V. ist in den ersten Jahren vom Arbeitsamt Ilmenau und vom Freistaat Thüringen im Programm „Arbeit durch Arbeitssicherheit“ unterstützt worden. Weitere Förderungen durch Sachspenden, Exkursionsmöglichkeiten und andere Kooperationen erfolgten durch die PTW Freiburg, SIEMENS, VARIAN Deutschland, STEP Pockau, KKW Grafenrheinfeld, Thüringer Landesärztekammer Jena und andere Partner.

Über langjährige Kooperationsverträge ist das Strahlenschutzseminar mit der TU Ilmenau, dem SRH Zentralklinikum Suhl, dem Radiologischen Zentrum der Universität Leipzig, der Klinik für Strahlentherapie des HELIOS Klinikums Erfurt u.a. Einrichtungen verbunden. Nicht zuletzt die erteilten Nebentätigkeitsgenehmigungen der Arbeitgeber unserer Referenten sicherten und sichern deren zuverlässigen Einsatz in unseren Kursen. Ohne diese Vielzahl von Kooperationsbeziehungen und daraus resultierende praktische Unterstützungen wären weder Bildungs- noch Förderleistungen des Strahlenschutzseminars im erreichten Umfang und in der erreichten Qualität möglich gewesen.

7. Literaturverzeichnis

- [1] Verordnung zur Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz (VOAS) vom 11. Oktober 1984. GBl. I (1984) Nr. 30 S. 341
- [2] Keller, A.; Forth, E.; Steuer, J.; Menzel, B.: Die Technische Hochschule Ilmenau entläßt ab 1982 Diplomingenieure für Biomedizinische Technik und Bionik als Strahlenschutzfachkräfte mit Staatlichem Befähigungsnachweis des SAAS. Dt. Gesundh.-Wesen 37 (1982) H. 36, S. 1587 - 1589
- [3] <http://www.ssstev.de/> (Zugriff am 22. Juli 2016)

- [4] Keller, A.; Jannek, D.; Haueisen, J.: 35 Jahre Strahlenschutz Ausbildung an der Technischen Universität Ilmenau. Fachverband für Strahlenschutz. Jahrestagung 2016. Tagungsband V_18.
- [5] Heinemann, D.; Keller, A.: Experimenteller Computertomograph für Lehre und Forschung Teil 7: Iterative Rekonstruktionsverfahren zur Dosisminimierung. medizintechnik 135 (2015) H.5, S.182-189 (mit Literaturverzeichnis der Teile 1 bis 6)
- [6] Petzold, J.; Alborzi, H.; Keller, A.; Lincke, Th.; Meyer, K.; Petzold, L.; Sabri, O.; Seese, A.: Bestimmung von ¹³¹Jod-Inkorporation beim Pflegepersonal einer nuklearmedizinischen Klinik. Strahlenschutzpraxis 13 (2007), H.4, S. 50 - 57

ENETRAP III WP7: EUROPÄISCHE LEITLINIEN ZUR UMSETZUNG DER AUS- UND WEITERBILDUNGS-ANFORDERUNGEN DER EURATOM-GRUNDNORMEN IM STRAHLENSCHUTZ

ENETRAP III WP7: EUROPEAN GUIDANCE ON THE IMPLEMENTATION OF THE REQUIREMENTS OF THE EURATOM BSS

R. Paynter¹⁾, J. Stewart²⁾, A. Schmitt-Hannig³⁾, M. Coeck⁴⁾, A. Falcao⁵⁾

¹⁾ EUTERP; Niederlande

²⁾ PHE, UK

³⁾ BfS, Deutschland

⁴⁾ SCK-CEN, Belgien

⁵⁾ IST, Portugal

Zusammenfassung

Die EURATOM Grundnormen regeln u.a. spezielle Anforderungen an die Tätigkeit von Strahlenschutzexperten (RPE) und Strahlenschutzbeauftragten (RPO) sowie an deren Aus- und Weiterbildung im Strahlenschutz. Ziel eines der ENETRAP¹⁾ III Arbeitspakete ist die Unterstützung der EU Mitgliedsstaaten bei der Umsetzung dieser Anforderungen in nationales Recht durch die Entwicklung entsprechender Europäischer Leitlinien.

Im Rahmen der ENETRAP III WP7 Arbeiten entstand der Leitfaden “Guidance to support the implementation of E&T requirements for RPE and RPO as defined in the EURATOM BSS” (Leitlinien zur Unterstützung bei der Umsetzung der Aus- und Weiterbildungs-Anforderungen für RPE und RPO gemäß EURATOM-Grundnormen).

Durch diesen Leitfaden wird die im medizinischen Bereich bereits veröffentlichte Leitlinie ergänzt, die Umsetzung der neuen Anforderungen für RPE und RPO in den Mitgliedsstaaten erleichtert und eine übereinstimmende Ausgestaltung innerhalb der Europäischen Union ermöglicht.

Summary

The Euratom BSS lays down specific requirements for the Radiation Protection Expert (RPE) and for the Radiation Protection Officer (RPO) and education and training requirements associated with these roles.

A guidance document has been developed within the framework of ENETRAP III WP7 “Guidance to support the implementation of E&T requirements for RPE and RPO as defined in the Euratom BSS”. The objective of WP7 activities is to facilitate the implementation of the new requirements for RPE and RPO in Member States and to help ensuring a consistent approach throughout the European Union.

Schlüsselwörter EURATOM Grundnormen, Strahlenschutzexperte (RPE) Strahlenschutzbeauftragter (RPO), ENETRAP III

Keywords EURATOM Basic Safety Standards (BSS), Radiation Protection Expert (RPE), Radiation Protection Officer (RPO), ENETRAP III

¹⁾ ENETRAP = European Network on Education and Training in Radiation Protection

1. Einleitung

Die EURATOM -Grundnormenrichtlinie [1] regelt besondere Anforderungen an Strahlenschutzexperten (RPE) und Strahlenschutzbeauftragte (RPO), die in jedem Mitgliedsstaat in nationales Recht und in die Praxis umzusetzen sind. Die Erfahrung hat gezeigt, dass es bei einer Europäischen Richtlinie, so klar die besonderen Anforderungen auch dargelegt sein mögen, durchaus erhebliche Unterschiede in der Auslegung dieser Anforderungen und ihrer Umsetzung in die Praxis geben kann.

Im Rahmen von ENETRAP III, WP7 entstand ein Leitfaden [2] unter dem Titel "Guidance to support the implementation of E&T requirements for RPE and RPO as defined in the Euratom BSS" (Leitlinien zur Unterstützung bei der Umsetzung der Aus- und Weiterbildungs-Anforderungen für RPE und RPO gemäß EURATOM-Grundnormen) mit dem Ziel, die Umsetzung der neuen Anforderungen an Strahlenschutzexperten (RPE) und Strahlenschutzbeauftragte (RPO) in den Mitgliedstaaten zu erleichtern und eine einheitliche Ausgestaltung innerhalb der Europäischen Union anzustreben.

In diesem Leitfaden werden die neuen Anforderungen für RPE und RPO erläutert:

- Umsetzung der Anforderungen in Rechtsvorschriften;
- vorgesehene Rollen/Funktionen/Pflichten von RPE und RPO;
- erforderliche Infrastrukturen und Mechanismen der Anerkennung (RPE);
- Eignungs- und Kompetenzanforderungen (RPE und RPO);
- angemessene Aus- und Weiterbildung,

und praktische Ausgestaltungsvorschläge für die Umsetzung gemacht.

2. Strahlenschutzexperte (RPE)

In den EURATOM -Grundnormen ist „Strahlenschutzexperte“ wie folgt definiert:

Strahlenschutzexperte: eine Person oder – falls dies in den nationalen Rechtsvorschriften vorgesehen ist – eine Gruppe von Personen, die über die erforderliche Sachkenntnis, Ausbildung und Erfahrung verfügen, um in Fragen des Strahlenschutzes Rat geben zu können, um den wirksamen Schutz von Einzelpersonen zu gewährleisten, und deren diesbezügliche Befähigung von der zuständigen Behörde anerkannt ist. ;

Weitere Angaben über die vom Strahlenschutzexperten erwarteten Kenntnisse und Fähigkeiten enthält Artikel 82 [1], in dem das Themenspektrum der vom RPE zu erwartenden Beratung näher ausgeführt wird. Vom Strahlenschutzexperten wird erwartet, dass er Unternehmen und andere Einrichtungen, die Strahlenquellen verwenden bzw. mit radioaktiven Stoffen arbeiten, hochqualifizierten fachlichen Rat zum Strahlenschutz erteilt und damit einen wichtigen Beitrag sowohl zur Einführung von geeigneten Strahlenschutzvorkehrungen vor Ort als auch zu deren Durchführung leistet. Dafür benötigt der Strahlenschutzexperte ein sehr gutes Verständnis der Strahlenschutzgrundsätze sowie der Art und Weise ihrer Anwendung und Umsetzung am jeweiligen Arbeitsplatz. Die Aufgaben des Strahlenschutzexperten erfordern ein umfassendes Verständnis des relevanten nationalen Rechts und die Fähigkeit zur Beratung hinsichtlich zu treffender Maßnahmen.

Die fachliche Befähigung des RPE zur Beratung auf dem Gebiet des Strahlenschutzes wird durch die zuständige Behörde anerkannt.

Im Rahmen nationaler Regelungen zur Anerkennung sind den Aufgaben entsprechende Kenntnisse und Fähigkeiten im Strahlenschutz, erworben durch Aus- und Weiterbildung und berufliche Erfahrung in den Beratungsgebieten erforderlich. RPE-Aus- und Weiterbildungsmaßnahmen [3] müssen die Kenntnisse und Fähigkeiten abdecken, die benötigt werden, um effektiv beraten zu können. Der entwickelte Leitfaden [4] enthält Angaben über die spezifischen Befähigungen, die für eine Reihe von Themen erforderlich sind, zu denen Beratung durch den RPE erwartet wird.

Ein stufenweises Vorgehen bei der Kompetenzentwicklung ist angemessen, da die erforderliche Breite und Tiefe der erforderlichen Kenntnisse im Strahlenschutz und der beruflichen Erfahrung von der Komplexität der Beratungsaufgaben abhängt.

Beratung durch den RPE wird in einer Vielzahl von Situationen benötigt, angefangen von der Verwendung von Füllstandsmessern in einer industriellen Anlage bis hin zu komplexen Fragen im Zusammenhang mit Strahlenexpositionen in Kernkraftwerken. Die Anforderungen an Fachwissen und an die Berufserfahrung eines RPE variieren beträchtlich in Abhängigkeit von den Bereichen, in denen der RPE beratend tätig ist. Damit ist die Frage der Eignung angesprochen: ein RPE ist dann geeignet für die Beratung in einem bestimmten Bereich, wenn er die in diesem Bereich erforderliche Kompetenz besitzt. Das bedeutet nicht notwendigerweise, dass dieser RPE auch für einen anderen Bereich geeignet ist.

Die einzelnen EU Mitgliedsstaaten haben hier unterschiedliche gesetzliche Regelungsverfahren. Einige Länder werden sich für eine Kernkompetenz-Regelung entscheiden, nach der den RPE die Anerkennung einer Kernkompetenz zugesprochen wird und der Auftraggeber die Eignung des eingesetzten RPE für Beratungsaufgaben im Rahmen einer bestimmten Strahlenanwendung sicherzustellen hat. In anderen Mitgliedsstaaten wird die Eignung Bestandteil des Anerkennungsverfahrens werden, wobei die Anerkennung für Beratungsaufgaben in bestimmten Anwendungsgebieten ausgesprochen wird. Beide Herangehensweisen genügen jedoch den Anforderungen der Grundnormen.

Bevor einer Person die Rolle bzw. den Status eines RPE übernimmt, bedarf sie der formalen Anerkennung ihrer Handlungsbefugnis durch die zuständige Behörde. Diese Anerkennung ist ein Verfahren, dessen Durchführung die Mitgliedsstaaten nach den Euratom-Grundnormen regeln müssen.

Regelungen für die Anerkennung als RPE auf nationaler Ebene bestehen aus zwei Komponenten, die auch im Leitfaden beschrieben werden:

- I. Einführung eines Systems oder einer Rahmenregelung für die Anerkennung
- II. Routinemäßiger Betrieb des Systems

Die Zulassung bzw. gegenseitige Anerkennung fachlicher Befähigungsnachweise unter den EU-Mitgliedsstaaten ist wichtig [5], um die Arbeitnehmerfreizügigkeit dadurch zu ermöglichen, dass die in einem Land bestehende Qualifikation oder Zulassung zur Ausübung dieses Berufes in einem anderen Land anerkannt wird, so dass derselbe Beruf dort ebenfalls ausgeübt werden kann. Dieses Konzept gilt eindeutig für den RPE-Status.

Das Verfahren der gegenseitigen Anerkennung sollte, soweit praktikabel, pragmatisch und unkompliziert sein; hierfür muss ein gewisses Maß an Gemeinsamkeit hinsichtlich der Schlüsselemente der verschiedenen nationalen Regelungen und der Kriterien ihrer Anwendung bestehen. Der Leitfaden zeigt die Kriterien und Aspekte auf, die bei der Anerkennung des RPE-Status in anderen Mitgliedsstaaten zu berücksichtigen sind und empfiehlt Mechanismen für die gegenseitige Anerkennung.

3. Strahlenschutzbeauftragter (RPO)

Die Rolle des Strahlenschutzbeauftragten (RPO) umfasst primär die Aufsicht und Überwachung der Strahlenschutzvorkehrungen am Arbeitsplatz. Die Aufgaben sind sehr spezifisch für das Unternehmen/die Einrichtung, in dem der RPO tätig ist und umfassen eine enge Abstimmung mit Mitarbeitern, Vorgesetzten und Führungskräften.

In den Euratom Grundnormen ist "RPO" wie folgt definiert:

Strahlenschutzbeauftragter: eine Person, die in Strahlenschutzfragen, die für eine bestimmte Art von Tätigkeit relevant sind, über die fachliche Kompetenz verfügt, um die Umsetzung der Strahlenschutzvorkehrungen durchzuführen oder zu beaufsichtigen.

Weitere Ausführungen zu den Aufgaben des RPO enthält Artikel 84 [1]. Der RPO benötigt, um in seiner Rolle kompetent zu sein, ein praktisches Verständnis der Grundsätze des Strahlenschutzes, der relevanten gesetzlichen Bestimmungen und der betrieblichen Strahlenschutz-Vorkehrungen.

Der RPO muss nicht nur über die für die Aufgabe relevanten Kenntnisse und Fähigkeiten verfügen [6], sondern darüber hinaus Überwachungs-, Kommunikations- und örtliche Führungsaufgaben wirksam übernehmen. Da Strahlenschutz Teil der allgemeinen Gesundheits- und Sicherheitsstruktur ist, sollte der RPO über einen direkten Kommunikationsweg zum Gesundheits- und Sicherheitsmanagement des Unternehmens verfügen. Damit ist zum einen sichergestellt, dass ein unabhängiger Kommunikationsweg zur Verfügung steht, um den entsprechenden Führungskräften über Belange des Strahlenschutzes zu berichten, zum anderen wird die Umsetzung korrigierender Maßnahmen erleichtert. Um die geforderten Funktionen zu erfüllen ist es notwendig, dass der RPO respektiert wird, eine Autoritätsposition innehat oder die lokale Managementverantwortung für die laufenden Arbeiten trägt. Die Entscheidung über die Eignung einer bestimmten Person für die Übernahme der Aufgaben des RPO liegt in der Verantwortung des Arbeitgebers, der die fachliche Kompetenz, sowie die Kommunikations- und Führungsqualitäten zu beurteilen hat.

Mitarbeiter, die als RPO eingesetzt werden, benötigen ein hinreichendes Verständnis von Konzepten des Strahlenschutzes und sollten auch mit dem sicheren und gesicherten Umgang mit Strahlenquellen vertraut sein, soweit relevant für die Anwendung. Das erforderliche Ausbildungsniveau ist in hohem Maße abhängig von der Komplexität der Strahlenanwendung, für die der RPO verantwortlich ist und von den damit verbundenen Funktionen und Strahlenschutzaufgaben. Die Rolle des RPO ist in vielen Fällen nicht die Hauptfunktion der Person, die die Funktion des RPO innehat. Der RPO kann ein Ingenieur sein, ein Wissenschaftlicher, ein Arzt, oder ein Gesundheits- und Sicherheitsexperte, und die Zeit, die er in seiner Rolle als RPO einsetzt, ist abhängig von der Art und Komplexität der Strahlenanwendung. Die mit der primären Funktion der Person verbundenen Anforderungen an ihre Ausbildung sind in den meisten Fällen hinreichend für die Funktion des RPO. Für die meisten Strahlenanwendungen ist es ausreichend, wenn die Person, die die Rolle des RPO übernimmt, einen Abschluss im sekundären Bildungsbereich hat. In einigen Einrichtungen mit komplexen Strahlenschutzvorkehrungen und einem Potential für signifikante Strahlendosen, z.B. Kernreaktoren Radiochemie-Laboratorien, in denen eine Reihe von Radionukliden zur Anwendung kommt, kann ein tertiärer Bildungsabschluss angemessen sein.

Es kann sein, dass der RPO, um für die Ausübung einer spezifischen Tätigkeit geeignet zu sein, eine zusätzliche tätigkeitsspezifische Schulung und Erfahrung benötigt. So kann z.B. ein RPO als kompetent und geeignet für eine einfache Tätigkeit wie z.B. Füllstandsmesser angesehen

werden, wenn er mit den Kernanforderungen an die Rolle des RPO vertraut ist und Erfahrung in der Anwendung seiner Kenntnisse auf diesem Gebiet mitbringt. Das bedeutet aber nicht, dass diese Person als RPO für die industrielle Radiographie geeignet wäre, ohne sich zuvor durch zusätzliche Schulung und Erfahrung mit den Strahlenschutzfragen dieses Arbeitsgebietes vertraut zu machen. Daraus folgt, dass die RPO-Schulung [6] zwei Kategorien umfasst: die allen Tätigkeiten gemeinsame Grundausbildung und eine Zusatzausbildung, z.B. durch entsprechende Kurse), die sich auf tätigkeitsspezifische Bestandteile des Strahlenschutzes bezieht. Die formale Ausbildung des RPO sollte den Kernlehrplan umfassen und darüber hinaus, soweit angemessen, alle für die anstehende Tätigkeit relevanten zusätzlichen Inhalte abdecken. Die Inhalte können in separaten Einheiten (d.h. in Modulen, also Grundausbildung + Spezifika 1 + Spezifika 2 etc.) oder kombiniert in einem Kurs vermittelt werden. Präsenzs Schulungen dürften kaum geeignet sein, sämtliche praktischen Strahlenschutz- und Sicherheitsaspekte und Fertigkeiten im Zusammenhang mit spezifischen Arbeitsaufgaben abzudecken; daher sind zusätzliche Erfahrungen am Arbeitsplatz und berufsbegleitende Weiterbildung in das Gesamtprogramm der Ausbildung zum RPO zu integrieren. Diese Form der Schulung sieht vor, dass der Teilnehmer an seinem normalen Arbeitsplatz durch einen erfahrenen Mentor entweder direkt oder indirekt betreut wird.

Die für die Funktion des RPO in einer spezifischen Tätigkeit relevante Arbeitserfahrung kann Wochen oder Jahre umfassen, in Abhängigkeit von der Komplexität der Tätigkeit, dem Grad des damit verbundenen Strahlenrisikos und den spezifischen Merkmalen der Arbeitsumgebung. Zum Beispiel:

- Ein potentieller RPO in einer kleinen Einrichtung, in der lediglich XRF(Röntgenfluoreszenz-) und XRD (Defraktionsanalyse)- Geräte betrieben werden, würde nur einige wenige Wochen Arbeitserfahrung benötigen (unter der Annahme, dass die Person für ihre „normalen“ Aufgaben hinreichend qualifiziert ist), um die Rolle des RPO auszuüben. In dieser Situation sind die Strahlenrisiken niedrig und es ist einfach, die Arbeitsroutine und die Einhaltung der gesetzlichen Vorgaben sicherzustellen.
- Ein potentieller RPO für die industrielle Radiographie, bei der sowohl Röntgen- als auch Gamma-Strahlenquellen zur Anwendung kommen, würde eine beträchtlich längere berufliche Erfahrung in diesem Bereich benötigen, bevor er die Aufgabe des RPO übernehmen kann. Das Strahlenrisiko ist hoch, die Arbeit oft an öffentlich zugänglichen Stellen zu verrichten. Die Einhaltung der gesetzlichen Vorgaben kann deshalb hohe Anforderungen stellen.

Der vorliegende Leitfaden enthält Einzelheiten über Erwerb und Erhalt der fachlichen Befähigung sowie deren Anerkennung.

Weitere Orientierung geben die im Rahmen des ENETRAP II Projekts erstellten Berichte auf der ENETRAP II Internetpräsenz: <http://enetrap2.sckcen.be/en/Documents>

4. Danksagung

ENETRAP III wird von der Europäischen Kommission gefördert unter FP7 No. 605159.

5. Literaturverzeichnis

- [1] COUNCIL DIRECTIVE 2013/59/EURATOM of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation, on the 5th December 2013

- [2] ENETRAP III WP7 deliverable: European Guidance on the Implementation of the Requirements of the Euratom BSS with respect to the Radiation Protection Expert and the Radiation Protection Officer; the document will publicly available soon-please refer to <http://enetrap3.sckcen.be/en/Documents> ENETRAP II report WD4.2, : Reference Standards for RPE Training, <http://enetrap2.sckcen.be/en/Documents>
- [3] ENETRAP II report WD2.1, Report on requirements and methodology for recognition of RPE's. <http://enetrap2.sckcen.be/en/Documents>.
- [4] COUNCIL DIRECTIVE 2005/36/EC of 7 September 2005 on the recognition of professional qualifications. ENETRAP II reports WD3.1 - Requirements for RPO competencies and WD3.2 - Report on European reference standards for RPO training, <http://enetrap2.sckcen.be/en/Documents>
- [5] Recommendation of the European Parliament and of the Council of 23 April 2008 on the Establishment of the European Qualifications Framework for lifelong learning (EQF), (2008/C 111/01).

⁹⁰Sr IN MENSCHLICHEN AUSSCHIEDUNGSPROBEN. VERGLEICH ZWISCHEN MC-ICP-MS UND KONVENTIONELLER LOWLEVEL BETA-MESSUNG

SR-90 IN HUMAN EXCRETION SAMPLES. COMPARISON OF MC-ICP-MS AND CONVENTIONAL LOWLEVEL BETA-COUNTING

M. Burow¹⁾, C. Schumacher¹⁾, M. Zoriy¹⁾

¹⁾Geschäftsbereich für Sicherheit und Strahlenschutz, Forschungszentrum Jülich GmbH, Deutschland

Zusammenfassung

Für die Bestimmung von ⁹⁰Sr in menschlichen Ausscheidungs-Proben (Urin, Stuhl) werden verschiedene radiochemische Methoden angewendet, z.B. LL-Beta-Counter oder die Flüssig-Scintillations-Methode. Um Störungen beim Detektieren zu verringern oder ganz auszuschließen, ist es erforderlich, Strontium aus der Matrix und von anderen radioaktiven Spezies wie z.B. Blei, Polonium, Plutonium, Neptunium und Kalium zu isolieren (z.B. Trennung über Sr-Resin, Fa. Eichrom, Frankreich). Dieses erfordert eine längere Messzeit. Bei gleichzeitigem Vorhandensein von ⁹⁰Sr und ⁸⁹Sr, muss ein Zeitraum von 2-3 Wochen abgewartet werden, damit sich ein radiochemisches Gleichgewicht zwischen ⁹⁰Sr und ⁹⁰Y eingestellt hat. Im Notfall ist ein leicht verfügbares, schnelles und zuverlässiges Analyseverfahren zur Überwachung der Zivilbevölkerung bei einer möglichen Aufnahme von ⁹⁰Sr/⁸⁹Sr von großer Bedeutung. Für diese Zwecke wurde im radiochemischen Labor des Geschäftsbereiches für Sicherheit und Strahlenschutz eine analytische Methode zur Bestimmung von ⁹⁰Sr in Urin mit Hilfe eines hochauflösenden MC-ICP-MS entwickelt [1-3].

Um eine Vielzahl von isobaren Interferenzen auf m/z 90 zu vermeiden, wurde das Verfahren unter Verwendung von „Cold Plasma“ Konditionen optimiert, und die Probenvorbereitung der Ausscheidungsproben verbessert. Durch Aufkonzentration der Proben und Abtrennung von Störfaktoren über Sr-Resin konnte die Ionisationsleistung des MC-ICP-MS erhöht werden, und somit die erforderliche LOD von 0,3-1 Bq/l erreicht werden.

Summary

At the present for determination of ⁹⁰Sr in different human excretion samples many radiochemical methods are applied, for example LL-beta-counter or liquid scintillation method. These methods require an isolation of strontium from other interfering radioactive species such as e.g. lead, polonium, plutonium, neptunium and potassium (for example, separation on Sr Resin, Fa. Eichrom, France) and afterwards long counting time restrict the usage in some application fields. On the other hand, the liquid scintillation techniques that may be used for detection present a challenge in the analysis of ⁹⁰Sr in the presence of ⁹⁰Y. However spectra of both radionuclides overlap in a certain zone and this may be resolved by mathematical calculations of ⁹⁰Y ingrowth or by simply waiting for radiochemical equilibrium to be reached (2–3 weeks). In the case of emergency, monitoring of operating personal or civil population for possible incorporation of ⁹⁰Sr via excretion samples a readily available, faster and reliable analytical procedure may prove to be of great importance [1-3]. For these purposes, an analytical method for the determination of ⁹⁰Sr in urine with high-sensitive MC-ICP-MS was developed in the radiochemical laboratory of the Department for Safety and Radiation Protection. The method was optimized to avoid a multitude of isobaric interferences

that occur on m/z 90 using a cold-plasma operation condition of ICP-MS. The reported LOD as low as 0,3-1 Bq/l in the water samples was found to be acceptable for majority of our analytical tasks.

Schlüsselwörter MC-ICP-MS, Inkorporation, Monitoring, Strontium-90
Keywords MC-ICP-MS, Incorporation, monitoring, strontium-90

1. Einleitung

Durch Kernspaltung werden zwei wichtige Isotope vom Strontium erzeugt: Strontium-90, mit einer Halbwertszeit von 27,7 Jahren und Strontium-89, mit einer Halbwertszeit von 50,5 Tagen. Obwohl Strontium-89 in größeren Mengen gebildet wird, ist Strontium-90 das vorherrschende Radioisotop dieses Nuklids. ^{90}Sr gelangt als Spaltprodukt in die Umwelt des Menschen und wird mit der Nahrung und Trinkwasser aufgenommen. Es ist oft in nachweisbaren Konzentrationen in Böden, Lebensmittel, Wasser und biologischen Materialien zu finden.

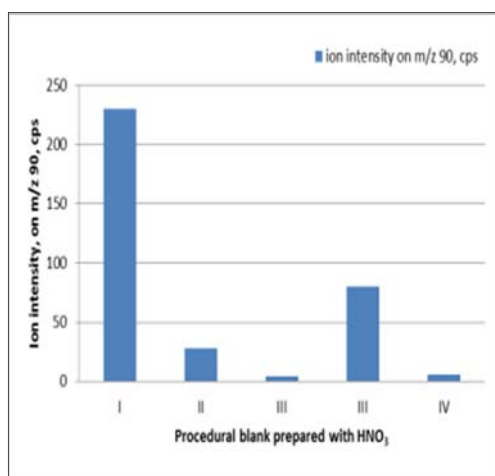
^{90}Sr verhält sich bei Inhalation oder Inkorporation ähnlich im Körper wie Calcium und reichert sich hauptsächlich in Knochen oder Zähnen an (etwa 20-30% der gesamten eingenommenen ^{90}Sr). Durch die Emission eines Beta-Teilchens von 0.5MeV können radioaktive ^{90}Sr Moleküle im menschlichen Körper ionisieren. Es zerfällt in ^{90}Y (ebenfalls ein- β -Emitter) und steht normalerweise im Gleichgewicht mit ^{90}Sr , wodurch die spezifische Aktivität des Materials verdoppelt wird. Die Gefahr eines erhöhten Krebsrisikos, vor allem von Knochenkrebs und Leukämie ist nicht auszuschließen[1-2].

2. Experimentelles

2.1 Probenvorbereitung

Um die geforderte Nachweisgrenze LOD von 0,3-1 Bq/l in Urin zu erreichen, ist es notwendig, die Urinprobe aufzukonzentrieren und vollständig von der Matrix durch Verwendung eines Sr - Harzes (TRISKEM International SAS , FR) abzutrennen.

Für eine effektive Probenvorbereitung ist auch die Verwendung reiner Säuren und Reinigung des eingesetzten Resin vor der Konditionierung von großer Bedeutung.



Die Darstellung in Abb. 1 zeigt, dass die Reinheit der verwendeten HNO_3 -Lösungen einen dramatischen Einfluss auf die Bildung von möglichen isobaren Störungen auf m/z 90 haben kann, und somit auch auf die Nachweisbarkeit von ^{90}Sr .

*Abb.1: salpetersaure Blindwerte: I – HNO_3 pa;
 II – destilliert stehengelassen für 2 Wochen in einer PE Flasche;
 III – frisch destilliert (1-3 Tage);
 IV – “BLW III” ohne zusätzliches Waschen mit 20 ml 0,05M HNO_3 (Elutionslsg. Für ^{90}Sr);
 V- “BLW III” mit zusätzlicher Waschen mit 20 ml 0,05M HNO_3 (Elutionslsg. für ^{90}Sr);*

2.1.1 Aufkonzentration, Ausfällung

1 l einer Urinprobe wurde bis zur Trockne in einer Pt-Schale eingengt und in einem Mikrowellen-Veraschungssofen (Phoenix, Fa. CEM, Deutschland) verascht. Der weiße Rückstand wurde in 50 ml HNO₃, 3.1M, unter geringer Erwärmung gelöst, mit H₃PO₄ konz.versetzt, und die Phosphate mit NH₃ ausgefällt. Nach Abkühlen wurde zentrifugiert, die überständige Flüssigkeit vorsichtig abgossen, der Rückstand in 50 ml HNO₃, 3.1M gelöst.

In Abbildung 2 ist die Probenvorbereitung schematisch dargestellt

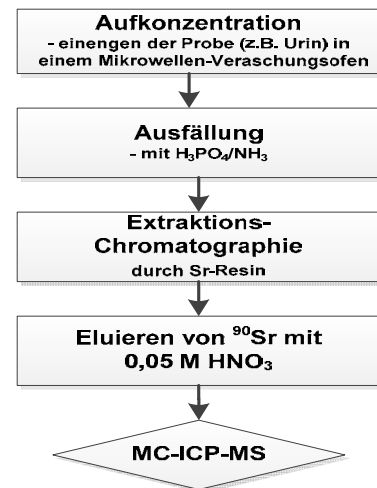


Abb.2: Schematische Darstellung der Probenvorbereitung

2.1.2 Säulenchromatische Trennung

Eine etwa 10 cm lange Säule wurde mit 500 mg Sr-Resin gefüllt, die Öffnungen mit PEEK-Adaptoren verschlossen. Über eine Schlauchpumpe wurden die Säure- und Probenlösungen über das Resin gezogen. Das Resin wurde erst mit 20 ml HCl, 0.05M vorgereinigt, danach mit 40 ml HNO₃, 3.1M (Oxalsäure 2g/l) konditioniert. Nach Aufgabe der Probenlösung (50ml) wurde mit 40 ml HNO₃, 3.1M (Oxalsäure 2g/l) nachgespült, und das Strontium mit 40 ml HNO₃, 0.05M eluiert (s. Abb.3). Die Elutionslösung wurde eingengt und mit 2%iger HNO₃,sb. aufgenommen.

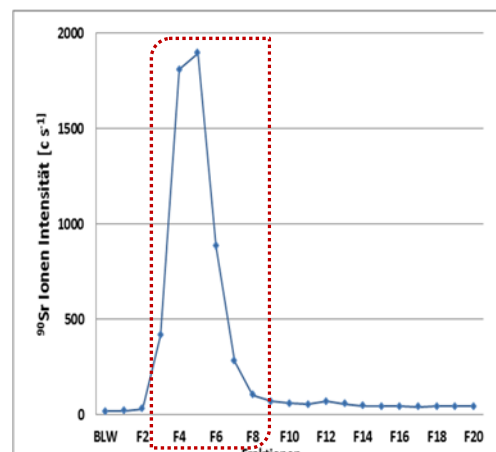


Abb.3: Elution von ⁹⁰Sr mit 0,05 M HNO₃ (2 ml Fraktionen);
F2-F7 involvieren 90% des eluierten ⁹⁰Sr

2.1.3 Massenspektrometrische Bestimmung

Ein Multikollektor ICP-MS mit doppelt fokussierendem Sektorfeld (NEPTUNE Plus, Thermo Fisher Scientific, Bremen, Deutschland) wurde für die Bestimmung von ⁹⁰Sr in Urinproben eingesetzt.

Eine mit einer geerdeten Platinelektrode (GuardElectrode™, Thermo Fisher Scientific) abgeschirmte ICP Fackel und ein SeaSpray Zerstäuber (AHF Analysentechnik, Deutschland) wurden benutzt. Die Probelösungen wurden über eine Schlauchpumpe in das Plasma transportiert. Die Optimierungsparameter sind in Tabelle 1 zusammengefasst.

Tab.1: Optimierte Geräteparameter für das MC-ICP-MS

	⁹⁰ Sr Messungen
RF Leistung	800 W
Plasma-Flussrate	16 L/min
Zerstäubergas-Flussrate	0,8 L/min
Proben Konus	Ni (X-Cone)
Skimmer Konus	Ni (Jet Super Cone)
Massenauflösung „Low resolution“ m/Δm	300
Scannermodus	Peak Hopping

3. Ergebnisse und Diskussion

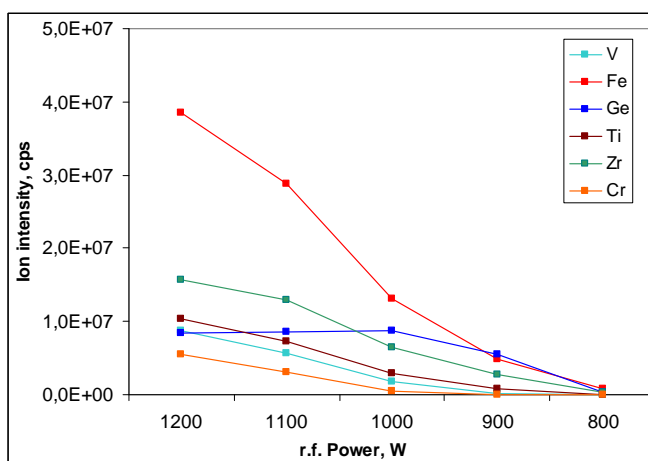
Das Vorhandensein von möglichen isobaren Interferenzen auf $m/z = 90$ (s. Tab.2) und das Peak-tailing des in hohen Konzentrationen vorkommende ⁸⁸Sr Isotop in Urinproben beeinträchtigt hauptsächlich die Nachweisgrenze, Genauigkeit und Präzision bei der ⁹⁰Sr-Bestimmung.

Durch die Fähigkeit der hohen Massenauflösung des zur Messung eingesetzten Multikollektor-ICP-MS konnten schon vorab einige Störungen reduziert werden, wie z.B. das Peak-tailing von (m+2)/m des ⁸⁸Sr.

Durch die Optimierung der Geräteparameter (s. Tab.1) – vor allem bei „cold plasma“ Konditionen- konnten die poly-atomischen Interferenzen (s.Tab.2) fast vollständig eliminiert werden. (Abb.4)

Tab.2: mögliche isobare Interferenzen auf $m/z=90$

Nuklide	Isobare Interferenzen	Massen-Auflösung (m/z)
⁹⁰ Sr	¹⁸⁰ W ⁺⁺	1370
	⁵⁸ Ni ¹⁶ O ₂ ⁺	2315
	⁷⁴ Ge ¹⁶ O ₂ ⁺	10765
	⁵² Cr ⁴⁰ Ar ⁺	19987
	⁵⁰ V ⁴⁰ Ar ⁺	49894
	⁵⁴ Fe ³⁸ Ar ⁺	155548
	⁹⁰ Zr ⁺	29877
	Peak tail from ⁸⁸ Sr ⁺	



⁹⁰Zr⁺ stellt eine weitere isobare Störung dar. Diese Interferenz kann nur durch Abtrennung des Zirkons von der Matrix eliminiert werden.

Der Einsatz der Extraktions-Chromatographie mit Sr-Resin bietet eine sehr gute Isolation des ⁹⁰Sr (Abb.3).

Abb.4: Optimierung des Untergrundsignals bei $m/z 90$ durch unterschiedliche Einstellungen der r.f. Energie.

Nach Probenvorbereitung wurde ⁹⁰Sr in Urinproben mit Hilfe der Multikollektor-ICP-MS unter „KaltPlasma“ Konditionen wie beschrieben analysiert.

Die Nachweisgrenze der Methode wurde als 3σ der Standardabweichung der Signal-Intensität von 10 unabhängig gemessenen Blindwertproben auf m/z 90 ermittelt: 0,1 Bq/L wurden erreicht. Durch mehrmaliges Waschen des eingesetzten Extraktionsharzes mit 0,05 M HNO_3 konnte das in hohen Konzentrationen vorkommende natürliche ^{88}Sr vollständig entfernt werden. Zusätzliche Analysen mit ^{90}Sr angereicherten Urinproben ergaben Wiederfindungsraten von mehr als 80%. Eine Aktivitätskonzentration von 1 Bq ^{90}Sr konnte eindeutig detektiert werden.

4. Zusammenfassung

Zur Vermeidung von möglichen isobaren Interferenzen wurde eine Methode bei Anwendung eines "kalten Plasmas" mit einem hochempfindlichen MC-ICP-MS (Thermo Fisher Scientific) entwickelt. Die Methode zur Bestimmung von radioaktivem ^{90}Sr in menschlichen Ausscheidungsprodukten wurde optimiert. Argon-basierende mehr atomige Ionen und $^{90}\text{Zr}^+$ konnten bei 800 W auf $m/z=90$ eliminiert werden. Durch die bewährte hohe Auflösungsfähigkeit des MC-ICP-MS konnten Störungen, die auf z.B. $^{58}\text{Ni}^{16}\text{O}_2^+$ basierten (Benutzung von Ni Ionen), ausgeschlossen werden. Der Einsatz der Massenspektrometrie für die Bestimmung von ^{90}Sr ist dadurch möglich geworden. Das ist wichtig nach einem Unfall Szenarium, um eine Überwachung einer möglichen ^{90}Sr Inkorporation bei Einsatzkräften und Zivilbevölkerung innerhalb von 12 Stunden durchzuführen.

5. Danksagung

Die Autoren danken den Mitarbeitern der aml. Anerkannten Inkorporationsmessstelle des Forschungszentrum Jülich GmbH.

6. Literaturverzeichnis

- [1] Vonderheide, AP; Zoriy, MV; Izmer, AV; Pickhardt, C; Caruso, J.A; Ostapczuk, P; Hille, R; Becker, JS: Determination of Sr-90 at ultratrace levels in urine by ICP-MS. *Journal Of Analytical Atomic Spectrometry*: 19(5) Pages: 675-680: 2004
- [2] Zoriy, M.V., et al., Determination of Sr-90 and Pu isotopes in contaminated groundwater samples by inductively coupled plasma mass spectrometry. *International Journal of Mass Spectrometry*, 242(2-3):p. 203-209, 2005
- [3] Maxwell, SL ; Culligan, BK ; Shaw, PJ, Rapid determination of radiostrontium in large soil samples, *Journal Of Radioanalytical And Nuclear Chemistry*: 295 (2) Pages: 965-971, 2013.
- [4] Burow, M., Flucht, R., Schumacher, C., Zoriy, M.V. : MC-ICP-MS and Sr-90: Is there a possibility of determination in mBq/L activity level? Presented at WPC-2014

STRAHLENSCHUTZPLANUNG FÜR DIE APPA-EXPERIMENTIERHALLE BEI FAIR

RADIATION PROTECTION DESIGN OF THE APPA EXPERIMENTAL HALL AT THE FAIR FACILITY

R. Kissel¹⁾, A. Belousov²⁾, A. Bräuning-Demian¹⁾, I. Conrad¹⁾, A. Evdokimov¹⁾, G. Fehrenbacher^{1),3)}, R. Lang¹⁾, T. Radon¹⁾, B. Zieser¹⁾

¹⁾GSI Helmholtzzentrum für Schwerionenforschung GmbH, Darmstadt, Deutschland

²⁾NASA's Jet Propulsion Laboratory, Pasadena, Vereinigte Staaten von Amerika

³⁾FAIR – Facility for Antiproton and Ion Research in Europe GmbH, Darmstadt, Deutschland

r.kissel@gsi.de

Zusammenfassung

Das APPA-Forschungsprogramm (Atom-, PlasmaPhysik und Anwendungen) umfasst Experimente zur Grundlagenforschung auf den Gebieten der Atom-, Plasma- und Biophysik und der Materialforschung. Das für diese Forschungsarbeiten geplante Gebäude besteht aus einer Experimentierhalle und einem dazugehörigen Versorgungsgebäude. In der Experimentierhalle befinden sich die Experimentierplätze der vier Kollaborationen, die über zwei unterschiedliche Strahlführungen mit Strahlen von den Schwerionensynchrotronen SIS18 und SIS100 bedient werden können. Die Anforderungen der verschiedenen Experimente der Kollaborationen an die Ionenstrahlen unterscheiden sich stark bezüglich Energie, Intensität und Zeitstruktur der Ionenstrahlen. Dadurch werden viele verschiedene Ionenstrahlen benötigt, beispielsweise ein Uranstrahl mit 2 GeV/Nukleon und 3×10^{11} Ionen/Puls (Pulslänge etwa 100 Nanosekunden, Pulswiederholrate 180 Sekunden) oder ein Protonenstrahl mit einer Energie von 10 GeV und einer Primärintensität von 5×10^{10} Protonen/Sekunde. Die größte Wechselwirkungsrate der Primärstrahlen mit einem Target wird bei den Plasmaphysik-Experimenten erwartet und beträgt etwa 50 % der Primärintensität, der restliche Teil des Strahls wird in einem Strahlstopper deponiert. Die dabei entstehende Strahlung, insbesondere die Neutronenstrahlung, gilt es abzuschirmen. Es wird dafür die räumliche Dosisleistungsverteilung in und um die Experimentierhalle bei Strahlbetrieb für Uranstrahlen und Protonenstrahlen verschiedener Energien und Intensitäten ermittelt. Hierbei wird angestrebt, dass die Ortsdosisleistung außerhalb der Experimentierhalle auf dem frei zugänglichen Betriebsgelände unterhalb einem Wert von $0,5 \mu\text{Sv/Stunde}$ liegt.

Summary

The APPA-research program (Atomic, Plasma Physics and Applications) comprises experiments for fundamental research in atomic and plasma physics, biophysics and materials research. A dedicated building for the experimental areas including a technical supply annex is planned. In the hall are located four different experimental setups for the four APPA collaborations. Two beamlines for protons and heavy ions, both from the SIS18 and SIS100 synchrotrons are designed. The demands for beam energies, intensities and time structure differ significantly among the experiments. Consequently, different types of beams will be used, for example uranium beams with energies of 2 GeV/nucleon and an intensity of 3×10^{11} ions/pulse (pulse length of the order of hundred nanoseconds, repetition period 180 seconds). Another experiment requires a proton beam with energies of around 10 GeV and a primary intensity of

5×10¹⁰ protons/second. The highest interaction rate is expected by the plasma physics experiments with about 50 % of the primary intensity. The remaining beam will be stopped in a so called beam dump producing further radiation, especially neutron radiation which must be shielded. For the design of the shielding it is necessary to know the spatial distribution of the dose rate for uranium beams and for proton beams with different energies and intensities in the experimental hall. The aim for the shielding layout is to achieve a dose rate below 0,5 µSv/hour at the premises.

Schlüsselwörter GSI, FAIR, Strahlenschutzplanung, APPA

Keywords GSI, FAIR, radiation protection planning, APPA

1. Einleitung

Die aktuell geplante FAIR-Anlage [1,2] wird sehr intensive, gebündelte und stark fokussierte Schwerionenstrahlen von Protonen bis hin zu Uranionen liefern. Diese Ionenstrahlen werden eine große Energie in Festkörpern deponieren, wodurch in diesen Materialien exotische Zustände mit hoher Energie bei kleinem Volumen erzeugt werden. Die Plasmaphysik-Kollaboration nutzt dies, um Forschung an Materie bei extrem hohen Temperaturen und Drücken zu betreiben. Die Atomphysik befasst sich mit der elektromagnetischen Wechselwirkung, die den Bau der Atome bestimmt. Es werden dafür Prozesse in sehr hohen elektrischen und magnetischen Feldern untersucht, wie sie in hochgeladenen schweren Ionen vorzufinden sind. Das biophysikalische Forschungsprogramm wird sich hauptsächlich auf biologische Effekte der kosmischen Strahlung konzentrieren. Diese Strahlung stellt ein signifikantes Risiko für die Raumfahrt dar, insbesondere außerhalb des schützenden Magnetfelds der Erde, beispielsweise für geplante bemannte Missionen zum Mars. Die Materialforschung wird sich auf ioneninduzierte Veränderungen von Festkörpern unter extrem hohem Druck, die Wirkung von relativistischen Schwerionen auf verschiedene Materialien und die Strahlenbeständigkeit von Materialien konzentrieren.

2. Quellterme für Neutronenstrahlung

Die Vielfalt an Experimenten stellt für den baulichen Strahlenschutz der Experimentierhalle eine besondere Herausforderung dar. So hat fast jede Kollaboration ihren eigenen Experimentierbereich, der über eine der zwei Strahlführungen mit Ionenstrahlen versorgt wird. Die Quellterme der Neutronenstrahlung sind maßgebend durch die Experimente der Plasmaphysik und der Materialforschung definiert, da hier mit sehr hohen Strahlintensitäten und Strahlenergien umgegangen wird. Die Plasmaphysik bestrahlt in einer abgeschlossenen Kammer einen Festkörper, wodurch dieser verdampft wird, und untersucht das dabei entstehende Plasma. Hierfür werden hoch geladene, stark komprimierte Pakete von Uranionen mit einer Energie von 2 GeV/Nukleon und einer Intensität von bis zu 3×10¹¹ Ionen/Puls alle drei Minuten auf eine Probe, das sogenannte Target, geschossen. Die Targets der Biophysik und Materialforschung werden ebenfalls mit Uranstrahlen mit einer Energie von 10 GeV/Nukleon und einer Intensität von 1×10⁸ Ionen/Sekunde bestrahlt. Die größte Wechselwirkungswahrscheinlichkeit der Primärstrahlen mit einem Target wird bei den Plasmaphysik-Experimenten erwartet und beträgt etwa 50 %. Der restliche Teil des Strahls wird in diversen Detektoren oder ganz am Ende der Strahlführung in einem Strahlstopper aus Stahl, einem sogenannten Beam Dump, deponiert.

Bei den Reaktionen eines Uranstrahls mit einem Target treten neben Targetfragmentation auch Projektilfragmentation und Projektilspaltung auf, bei Protonenstrahlen sind Targetfragmentation und Target-Spallationsreaktionen zu berücksichtigen. Die durch die

Reaktionen der Schwerionen mit dem Target und auch durch das Abstoppen des restlichen Strahls und der Reaktionsprodukte entstehende Strahlung wird von Neutronen dominiert. Bei Experimenten mit dicken Targets liegt der Schwerpunkt der Neutronenenergieverteilung bei etwa zwei Drittel der Einschussenergie des Projektils [3,4]. Jedoch kann auch der Impuls eines Kernnukleons auf das emittierte Neutron übertragen werden, wodurch das Neutron auch höhere Energien als das Projektil haben kann. Des Weiteren tritt bei den Experimenten auch Gammastrahlung auf, die jedoch nur einen geringen Teil der Gesamtdosis ausmacht. All diese Strahlungsarten gilt es durch den baulichen Strahlenschutz abzuschirmen. Hauptsächlich bei den Experimenten mit Uranstrahlen ist ebenfalls die Produktion von Radionukliden zu berücksichtigen. Darunter befinden sich auch α -emittierende Radionuklide. Insgesamt ist für die erzeugten Nuklide eine sehr breite Verteilung von Kernladungs- und Massenzahlen zu erwarten.

3. Baulicher Strahlenschutz – Design der Experimentierhalle

Der Gebäudekomplex (Abb. 1: Grundriss, Abb. 2: Schnitt) besteht aus einer Experimentierhalle und einem anhängenden Versorgungsgebäude, in dem die Technikflächen und Bereiche für die Vorbereitung der Experimente vorgesehen sind.

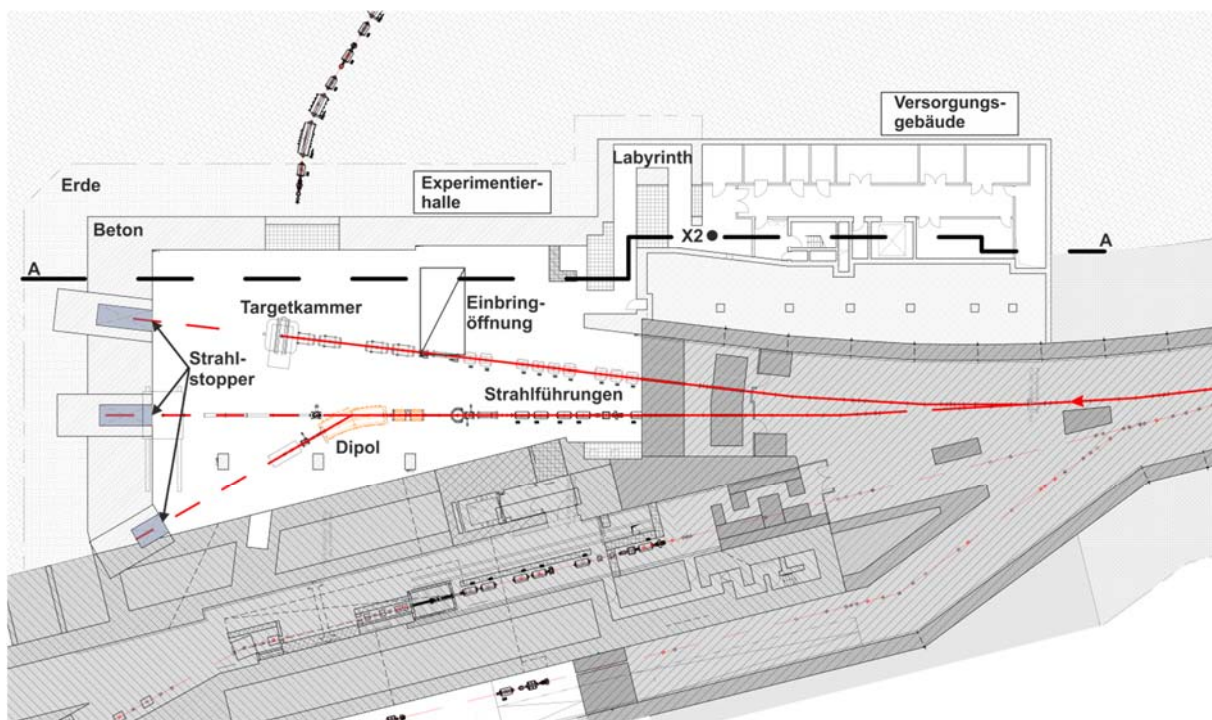


Abb. 1: Grundriss der strahlführenden Ebene. Dargestellt ist die Experimentierhalle, mit den beiden Strahlführungen und den drei Strahlstoppnern hinter den Experimentierplätzen der jeweiligen Kollaborationen. In diesem Bericht werden die Einbringöffnung und das Strahlenschutzlabyrinth im Hinblick auf den baulichen Strahlenschutz betrachtet. Die Einbringöffnung dient zur Einbringung großer Komponenten durch die Hallendecke in die Experimentierhalle. Das Strahlenschutzlabyrinth schirmt die Direktstrahlung aus der Experimentierhalle in das Versorgungsgebäude ab.

Für das Design der Experimentierhalle ist die Einhaltung der Grenzwerte für die Strahlenschutzbereiche, die sich aus der Strahlenschutzverordnung ergeben, maßgebend. Dabei ist vor allem die Strahlenexposition durch die entstehende Direktstrahlung zu berücksichtigen.

Die Strahlenschutzverordnung schreibt vor, dass ab einer effektiven Dosis von 1 mSv/Jahr ein Überwachungsbereich einzurichten ist. Bei einem jährlichen Aufenthalt von 2000 Arbeitsstunden entspricht das einer Dosisleistung von 0,5 $\mu\text{Sv}/\text{Stunde}$. Das ganze FAIR-Betriebsgelände soll außerhalb der strahlführenden Bereiche und der Experimentierhallen weitgehend frei begehbar sein. Ziel des Designs der Abschirmung ist bei einem Strahlbetrieb in der Experimentierhalle einen uneingeschränkten Personenaufenthalt in den benachbarten Gebäuden und Bereichen zu ermöglichen, in denen somit nur noch ein Strahlenpegel von unter 0,5 $\mu\text{Sv}/\text{Stunde}$ erwartet wird.

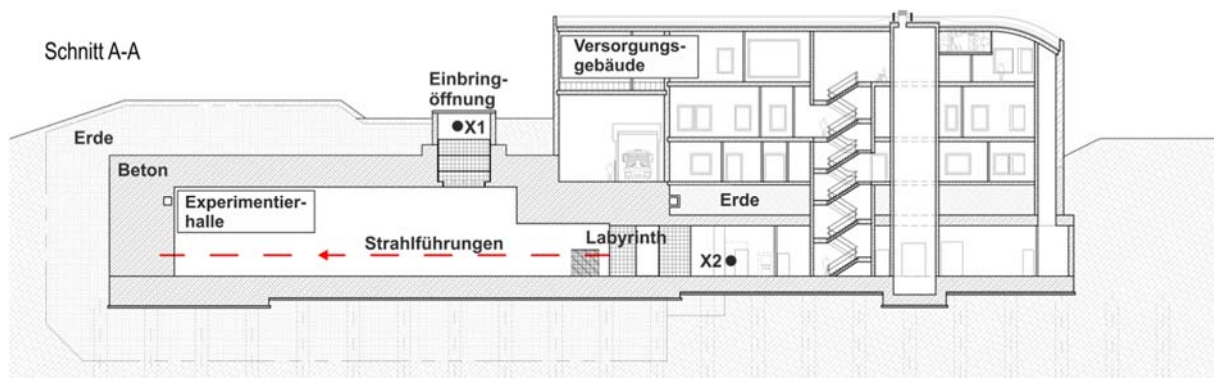


Abb. 2: Dargestellt ist ein Schnitt durch die Experimentierhalle und das angrenzende Versorgungsgebäude. Gezeigt werden die Hallendecke mit der darüber liegenden Erdschicht, die die Geländeoberfläche definiert, und die Einbringöffnung, die mit mobilen Betonbalken verschlossen ist.

Diese Ziele stellen an den baulichen Strahlenschutz hohe Anforderungen. Infolgedessen müssen die Gebäudewände und zusätzlichen Erdmassen im Bereich der strahlführenden Komponenten derart konzipiert werden, dass sie diesen Vorgaben, aber auch gleichzeitig den Anforderungen der Experimentatoren gerecht werden.

Die notwendigen Anforderungen an die Abschirmstrukturen der Experimentierhalle werden mit Hilfe des Strahlungstransportcodes FLUKA (FLUktuierende KAskade) [5] berechnet und definiert. Die Ergebnisse der FLUKA-Simulationen (Abb. 3 und 4) werden durch farbkodierte Dosisleistungsbereiche veranschaulicht. Diese Dosisleistungen stellen dabei das Maximum der effektiven Dosisgrößen der ICRP 74 (AP, PA, lat., rot., iso.) dar [6].

Aufgrund der hauptsächlich vorwärts gerichteten Strahlung aus den Experimenten und den Strahlstopperrn ist die Experimentierhalle mit einer 3 m, an der Stirnseite sogar mit einer etwa 6 m dicken Betonwand eingefasst und befindet sich komplett unterirdisch. Das angrenzende Erdreich dient dabei ebenfalls als Abschirmmasse, wodurch auf eine noch dickere Betonwand verzichtet werden kann. Die Hallendecke besteht aus mindestens 2 m Beton. Die in Abb. 4 gezeigte Verteilung der Ortsdosisleistung liegt über dieser 2 m dicken Betondecke noch zwischen 50 $\mu\text{Sv}/\text{Stunde}$ bei der Einbringöffnung und 5000 $\mu\text{Sv}/\text{Stunde}$ im Bereich der Strahlstopper, weshalb die Abschirmung mit zusätzlichen 2,5 m bzw. 5,5 m verdichteter Erde ($\rho > 1,8 \text{ g}/\text{cm}^3$) verstärkt wird. Durch diese Maßnahmen wird eine über ein Stunde gemittelte Dosisleistung an der Geländeoberfläche von unter 0,5 $\mu\text{Sv}/\text{Stunde}$ erwartet, siehe dazu Abb. 4. Eine Besonderheit stellt hierbei die Einbringöffnung (in Abb. 1 auf Strahlniveau projiziert, in Abb. 2 mit dem Referenzpunkt X1 versehen) dar, durch die sehr große Komponenten wie z.B. Dipol-Magnete in die Experimentierhalle mittels Autokran eingebracht werden können. Da diese Einbringöffnung die durchgehende Betondecke unterbricht, wird sie mit mobilen Betonbalken verschlossen. In diesem Bereich kann aufgrund der Handhabung der Betonbalken keine Erde

aufgeschüttet werden, weshalb die fehlende Abschirmwirkung durch weitere Lagen an Betonbalken ausgeglichen werden muss. In dem Bereich der Einbringöffnung ist somit eine Gesamtdicke der Betonbalken von etwa 4,5 m notwendig.

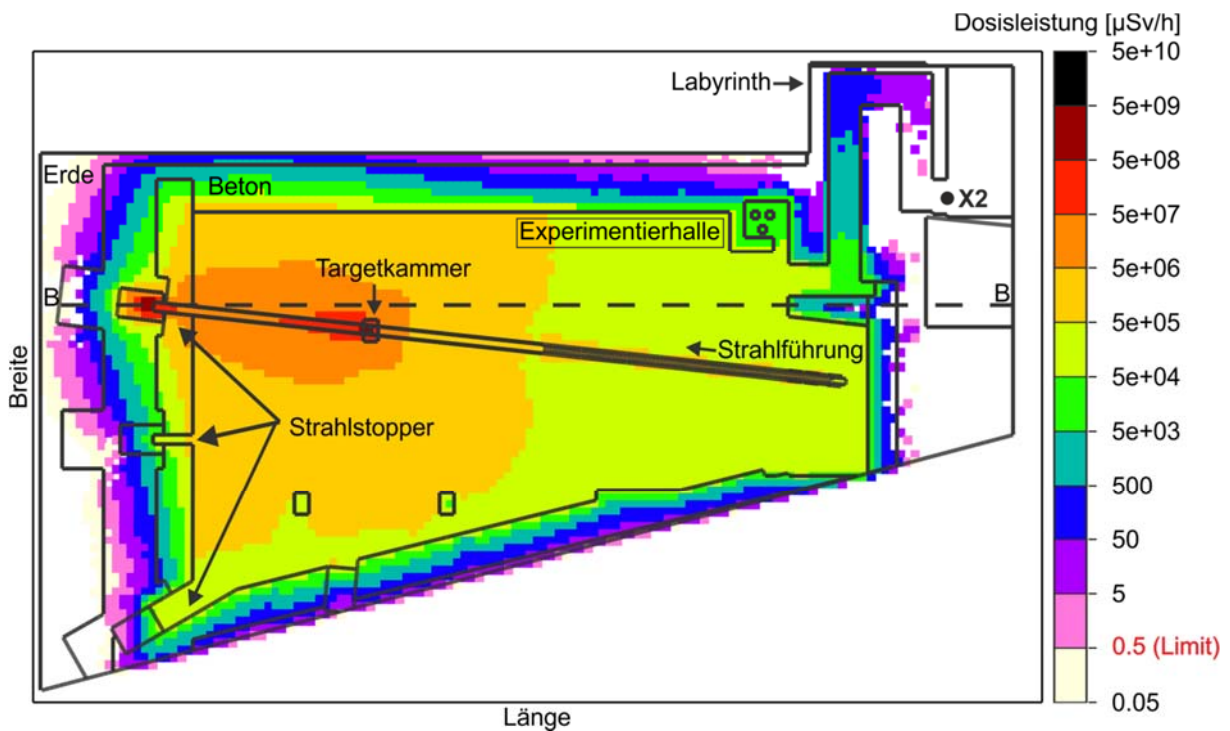


Abb. 3: FLUKA-Modell im Grundriss der strahlführenden Ebene. Dargestellt ist die räumliche Verteilung der Dosisleistung in einer Beispielsimulation des Betriebs des Plasmaphysik-Experiments. Es wird ein Uranstrahl mit der Energie von 2 GeV/Nukleon und mit einer Intensität von 1×10^{10} Ionen/Sekunde auf ein Target in einer geschlossenen Kammer geschossen. Die nicht wechselwirkenden Uranionen werden in einem Beam Dump in der Mauer gestoppt. Die räumliche Verteilung zeigt, dass bei diesem Szenario die Ortsdosisleistung am Zugang des Labyrinths (rechts oben bei Referenzpunkt X2) unterhalb von $0,5 \mu\text{Sv/Stunde}$ liegt und somit das Versorgungsgebäude in weiten Teilen frei begehbar ist.

Des Weiteren soll das angeschlossene Versorgungsgebäude bei Strahlbetrieb in weiten Bereichen frei zugänglich sein. Die Experimentierhalle ist von dem Versorgungsgebäude mittels eines Strahlenschutzlabyrinths (in den Abb. 1, 2 und 3 mit dem Referenzpunkt X2 versehen) getrennt. Durch ein geschicktes Design eines solchen Strahlenschutzlabyrinths kann die Direktstrahlung oftmals auch ohne massive Wand und ohne schwere Stahltür um einige Größenordnungen verringert werden. Das Design und die Dimensionierung dieses Strahlenschutzlabyrinths ist ebenfalls mit Hilfe des Strahlungstransportcodes FLUKA optimiert worden, sodass bei Strahlbetrieb im Schleusenbereich eine Ortsdosisleistung von unter $0,5 \mu\text{Sv/Stunde}$ zu erwarten ist, vgl. Abb. 3. Somit sind die Flurbereiche und die Räume im Versorgungsgebäude auch bei Strahlbetrieb frei begehbar.

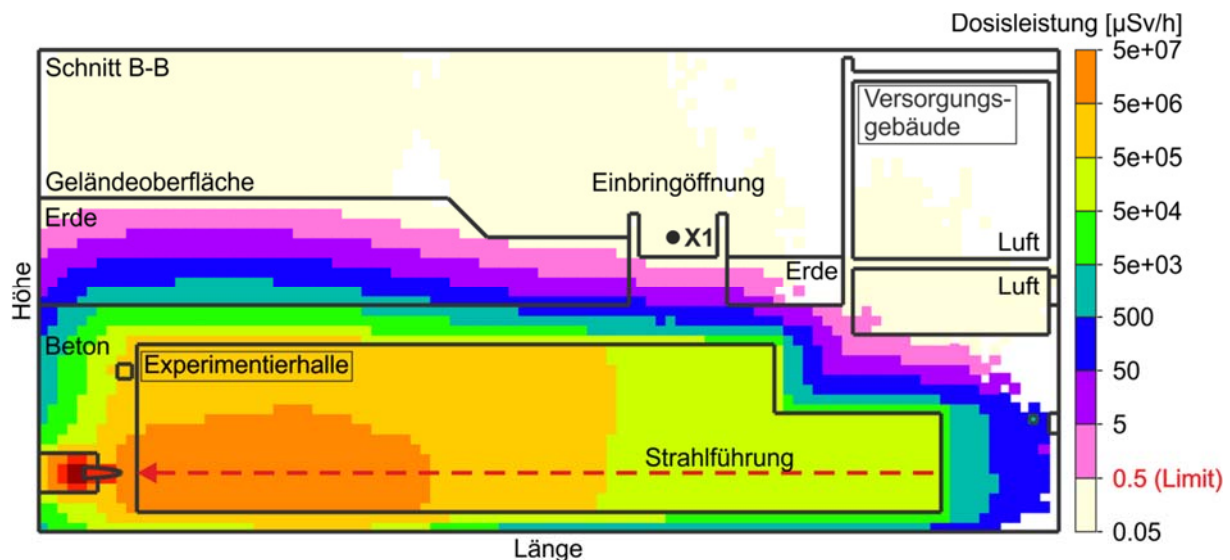


Abb. 4: FLUKA-Modell im Schnitt durch die Experimentierhalle entlang der in Abb. 3 eingezeichneten Linie. Ein besonderes Augenmerk liegt hierbei auf der Geometrie der Betondecke und der darüber liegenden Erdschicht, die so mächtig ist, dass auf der Geländeoberfläche die Ortsdosisleistung geringer als $0,5 \mu\text{Sv}/\text{Stunde}$ ist. Ebenfalls dargestellt ist die Einbringöffnung, bei der die Abschirmwirkung der fehlenden Erde durch zusätzliche Betonbalken ausgeglichen werden muss.

4. Literaturverzeichnis

- [1] FAIR Baseline Technical Report, Darmstadt, 2006. (<https://www-alt.gsi.de/documents/DOC-2006-Jul-40-1.pdf>)
- [2] G. Fehrenbacher et al., Strahlenschutzplanung für das internationale FAIR-Projekt, Beitrag zur 8. Gemeinsamen Tagung des Österreichischen Verbandes für Strahlenschutz ÖVS und des Fachverbandes für Strahlenschutz e. V. in Baden bei Wien vom 05. – 09. Oktober 2015.
- [3] K. Gunzert-Marx, T. Radon, G. Fehrenbacher et al., Double Differential Neutron Yields from thick targets induced by relativistic Carbon and Uranium beams, *PoS FNDA2006* pp.057, 2006.
- [4] O. Yordanov, K. Gunzert-Marx, P. Adrich, T. Aumann, K. Boretzky, H. Emling, G. Fehrenbacher, F. Gutermuth, H. Iwase, H. Johansson, K.L. Jones, A. Kovalov, T. Radon, D. Schardt, Neutron yields from 1 GeV/nucleon ^{238}U ion beams on Fe target, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*, Volume 240, Issue 4, December 2005.
- [5] A. Fasso, A. Ferrari, J. Ranft, P.R. Sala, FLUKA: A multi-particle transport code, CERN-2005-10, 2005.
- [6] ICRP Publication 74 – Annals of the ICRP Volume 26 No. 3/4, 1996.

STRAHLENSCHUTZ FÜR DIE ANTIPROTONENPRODUKTION BEI FAIR

RADIATION PROTECTION FOR THE ANTIPROTON PRODUCTION AT THE FAIR FACILITY

I. Conrad¹⁾, G. Fehrenbacher^{1),2)}, V. Gostishev¹⁾, M. Helmecke¹⁾, R. Kissel¹⁾, K. Knie¹⁾, R. Lang¹⁾, B. Zieser¹⁾

¹⁾GSI Helmholtzzentrum für Schwerionenforschung GmbH, Darmstadt, Deutschland

²⁾FAIR – Facility for Antiproton and Ion Research in Europe GmbH, Darmstadt, Deutschland

i.conrad@gsi.de

Zusammenfassung

FAIR (Facility for Antiproton and Ion Research) ist ein internationales Beschleunigerzentrum, welches am Standort des GSI Helmholtzzentrums für Schwerionenforschung in Darmstadt errichtet wird. Die Produktion von Antiprotonen erfolgt durch den Beschuss eines Metallstabs mit hochenergetischen Protonen (bis zu 29 GeV). Dabei werden neben Antiprotonen weitere Sekundärteilchen wie Neutronen, Pionen, Myonen und Gammaquanten erzeugt. Die Abschirmung dieses Strahlungsfelds stellt hohe Anforderungen an den baulichen Strahlenschutz. Erforderliche Maßnahmen werden mit Hilfe von Monte-Carlo-Simulationen der Verteilung der räumlichen Dosisleistung festgelegt. Des Weiteren ist die Aktivierung von Bauteilen, d. h. die Umwandlung stabiler Kerne in radioaktive Isotope infolge der Bestrahlung, zu berücksichtigen. Die resultierenden Aktivitäten von bis zu 10^{11} Bq machen ein speziell ausgelegtes Konzept für die Handhabung und den Transport betroffener Komponenten erforderlich.

Summary

FAIR (Facility for Antiproton and Ion Research) is an international accelerator centre, which will be constructed at the site of the GSI Helmholtz Centre for Heavy Ion Research in Darmstadt. Antiprotons are produced in a metal cylinder bombarded with high-energy protons (up to 29 GeV). In addition to antiprotons, this interaction creates other secondary particles such as neutrons, pions, muons and gamma rays. The shielding of this radiation field sets high demands on the building design. Necessary radiation protection measures are based on Monte Carlo simulations of the distribution of the spatial dose rate. Furthermore the activation of components, i.e. the transformation of stable nuclei into radioactive isotopes following irradiation, must be considered. The resulting activities of up to 10^{11} Bq require a special concept for the handling and transport of affected elements.

Schlüsselwörter GSI, FAIR, Strahlenschutzplanung, Antiprotonen, Target

Keywords GSI, FAIR, radiation protection planning, antiprotons, target

1. Einleitung

Die internationale FAIR-Anlage [1,2] wird Grundlagenforschung mit Antiprotonen und Schwerionen betreiben. Ein wichtiger Baustein des Forschungsprogramms ist das PANDA-Experiment (Antiproton Annihilation at Darmstadt), das sich mit Fragen zur Natur der starken

Wechselwirkung und zum Aufbau von Hadronen, aus Quarks zusammengesetzten Teilchen, befassen wird.

Im hier vorgestellten Gebäude findet die Produktion der für das Experiment benötigten Antiprotonen statt. Im Synchrotron-Beschleuniger der FAIR-Anlage werden Protonen auf Energien von bis zu 29 GeV beschleunigt. Durch die Wechselwirkung dieses Primärstrahls in einem Metallstab, dem sogenannten Target, werden Antiprotonen wie auch eine Vielzahl weiterer Teilchen erzeugt. Die Antiprotonen werden durch ein ionenoptisches System zum Kollektoring gelenkt, wo nach dem Prinzip der stochastischen Kühlung die Strahlqualität verbessert wird. Anschließend gelangen sie in den Speicherring bzw. zu den Experimentierplätzen.

Für den Strahlenschutz ist sowohl die direkt auftretende Dosisleistung während des Strahlbetriebs von Bedeutung als auch die Erzeugung radioaktiver Nuklide durch Kernreaktionen in verschiedenen Bauteilen. Erforderlich sind somit zum Einen eine ausreichende bauliche Abschirmung zu den Bereichen mit Personenaufenthalt während Strahlbetrieb und zum Anderen ein geeignetes Konzept für den Umgang mit solchen aktivierten Komponenten.

2. Quellterme für Strahlung

Abbildung 1 zeigt den Grundriss des Gebäudekomplexes, in dem die Antiprotonenproduktion stattfindet; am Rand erkennbar sind als angrenzende Bereiche Strahlentunnel und die Experimentierhalle der APPA-Kollaboration [3]. Die hier dargestellte Ebene mit der Strahlführung befindet sich unterirdisch. Der primäre Protonenstrahl wird durch Quadrupolmagnete („q1“ bis „q6“) auf das Target fokussiert, einen Nickel-Zylinder von etwa 10 cm Länge in einer Stahlkammer („Targetstation“) [4]. Dabei treffen in Abständen von zehn Sekunden Pakete von je $2,5 \times 10^{13}$ Protonen auf; die Wechselwirkungsrate beträgt bis zu 50%, d.h. ein Großteil des Strahls passiert das Target ohne Wechselwirkung. In der Targetstation befindet sich außerdem das sogenannte magnetische Horn, ein Bauteil zur Fokussierung. Hinter der Targetstation folgt neben weiteren Quadrupolen und Kollimatoren ein Dipol („D1“). Durch die Ablenkung in dessen Magnetfeld werden die erzeugten Antiprotonen von weiteren Reaktionsprodukten sowie nicht wechselwirkenden Teilchen des Primärstrahls getrennt. Letztere werden im Strahlstopper („Beam Dump“) deponiert.

Durch den Beschuss mit Protonen werden im Target hohe Energiedichten erreicht, die die Bildung von Proton-Antiproton-Paaren ermöglichen. Dabei kommt statistisch ein verwertbares Antiproton auf 10^5 Protonen des Primärstrahls, während pro einfallendem Proton ca. 70 Neutronen freigesetzt werden. Zugleich kommt es zur Erzeugung von Gammastrahlung und Pionen, gebundenen Zuständen aus einem Quark und einem Antiquark, die in Neutrinos und Myonen zerfallen; letztere sind wegen ihrer großen Reichweite für den Strahlenschutz relevant. Während die Pionen zunächst mit den Antiprotonen in den Kollektoring gelangen, erfahren andere Reaktionsprodukte eine abweichende Ablenkung im Magnetfeld des Dipols. Zusätzlich zur Wechselwirkung im Target ist auch das Abstoppen des Primärstrahls im Beam-Dump als Strahlungsquelle von Bedeutung.

Durch Kernreaktionen können außerdem stabile Isotope in den Targetkomponenten in Radionuklide umgewandelt werden. Dies ist zu berücksichtigen, wenn Bauteile nach dem Strahlbetrieb zum Austausch oder zur Wartung entnommen werden, da auch nach längerer Zeit noch eine bedeutsame Aktivität vorhanden sein kann.

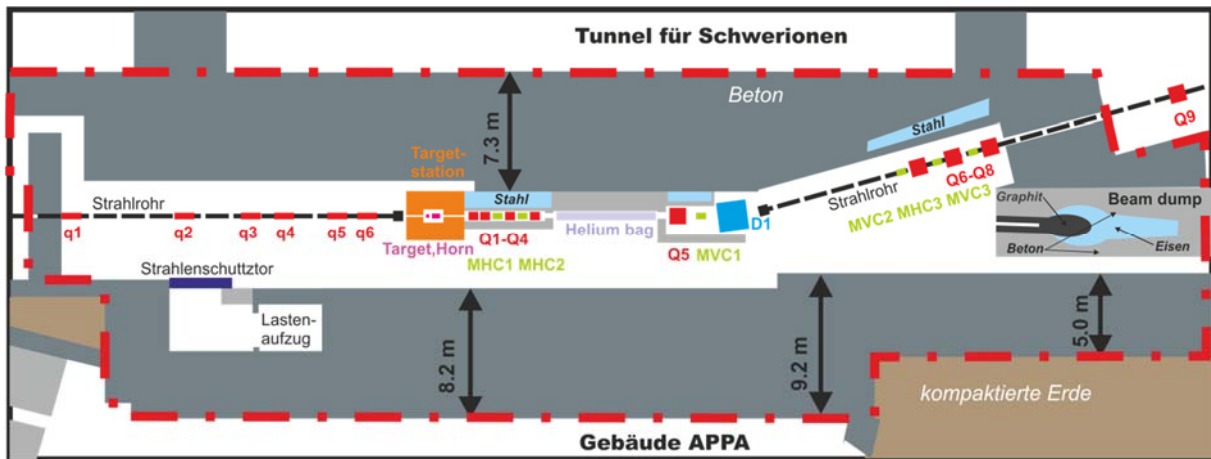


Abb. 1: Grundriss des Gebäudes für das Antiprotonenproduktionstarget. Die Strahlführung ist schwarz gestrichelt dargestellt. Protonen werden von links kommend durch ionenoptische Komponenten auf das Target fokussiert. Nach der Wechselwirkung werden die erzeugten Antiprotonen vom Dipol zum Kollektorring gelenkt, während der Beam-Dump die Überreste des Primärstrahls abfängt.

3. Design der Abschirmung

Ziel der Strahlenschutzmaßnahmen ist es, die Dosisleistung in den Bereichen, in denen freier Personenaufenthalt möglich sein soll, auf maximal $0,5 \mu\text{Sv/h}$ zu beschränken. Bei einer Aufenthaltsdauer von bis zu 2000 Arbeitsstunden im Jahr würde so eine effektive Dosis von höchstens 1 mSv erreicht, die den Grenzwert zur Einstufung als beruflich strahlenexponierte Person nach der Strahlenschutzverordnung darstellt. Der angestrebte Wert entspricht somit der Grenze für die Einrichtung eines Überwachungsbereichs. Dadurch bleibt das Betriebsgelände auch während der Strahlzeiten mit Ausnahme von Strahlentunneln und Experimentierplätzen weitgehend frei begehbar.

Abbildung 2 zeigt die Ergebnisse einer Monte-Carlo-Simulation der zu erwartenden Dosisleistung im Gebäudekomplex, berechnet mit dem Strahlungstransportcode FLUKA (**Fl**uktuierende **K**askade) [4]. Wie oben beschrieben sind die maßgeblichen Quellen des Strahlungsfelds die Targetstation mit ihren Komponenten, der Dipolmagnet und der Strahlstopper. Es gilt, diese so abzuschirmen, dass in den Bereichen, die frei begehbar sein sollen, der angestrebte Grenzwert von $0,5 \mu\text{Sv/h}$ eingehalten wird und damit der Zugang während des Betriebs der Antiprotonenproduktion gewährleistet ist. Zu nennen sind hier insbesondere die in den Abbildungen unten anschließende Experimentierhalle („Gebäude 50“) mit den Referenzpunkten 1, 3 und 4 und der linke Abschnitt des oben angrenzenden Strahlentunnels („Tunnel 103“), in dem sich die Referenzpunkte 13 und 14 befinden. Dieses Ziel wird durch eine ausreichende Dicke der Betonwände sowie durch weitere lokale Maßnahmen erreicht. Die Targetstation ist von einer Stahlabschirmung sowie zu beiden Seiten des Experimentierplatzes von dicken Betonwänden umgeben. Im Bereich des Strahltransports sind zusätzlich mobile Abschirmungen angeordnet, die die Einbringung von Komponenten beim Aufbau und die spätere Handhabung ermöglichen. Hinter dem Dipolmagneten ist ein Stahlkeil in der Wand eingebaut (Referenzpunkt 12 in Abb. 2), um die bei der Ablenkung entstandene Strahlung abzuschwächen. Da am Referenzpunkt 11 im angrenzenden Tunnel dennoch eine Ortsdosisleistung von mehr als $5 \mu\text{Sv/h}$ erwartet wird, ist in diesem Tunnelabschnitt ein Kontrollbereich einzurichten. Der Strahlstopper ist wegen des hohen Bremsvermögens ein in Beton eingefasster Stahlblock. Da durch die beim Abstoppen deponierte Energie hohe Temperaturen entstehen, wird aufgrund der besseren thermischen Belastbarkeit und der im

Allgemeinen geringeren Halbwertszeit der durch Aktivierung erzeugten Radionuklide ein zusätzlicher Graphitkern verwendet.

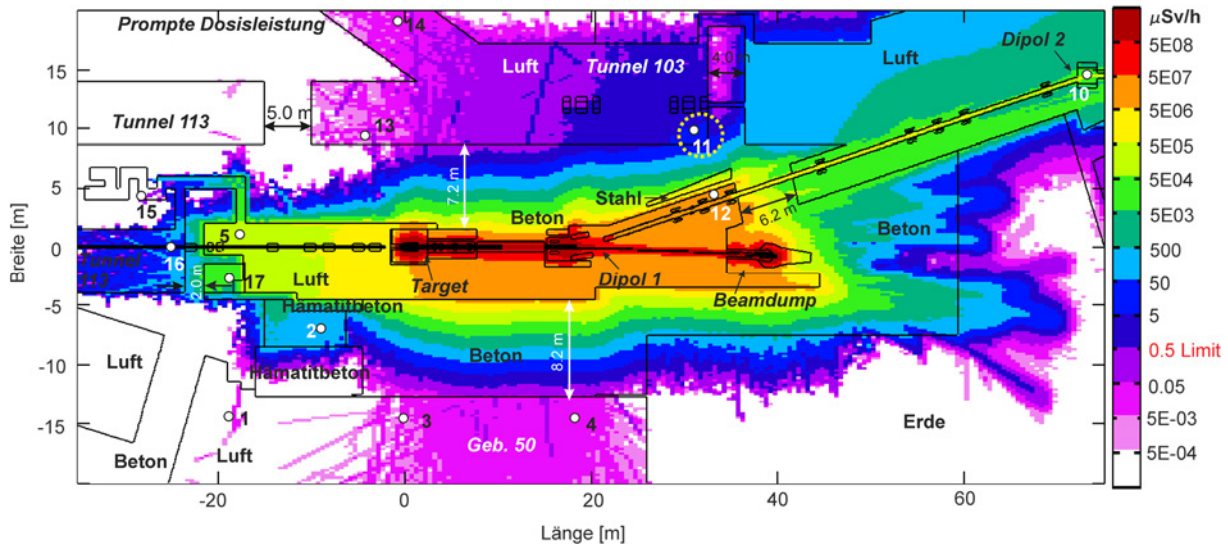


Abb. 2: FLUKA-Modell des Bereichs des Antiprotonenproduktionstargets im Grundriss [5,6]. Dargestellt ist die farbkodierte Verteilung der Dosisleistung in der in Abb. 1 gezeigten strahlführenden Ebene bis in die Nachbargebäude für den Strahlbetrieb mit Paketen von $2,5 \times 10^{13}$ Protonen alle 10 Sekunden. An den Referenzpunkten 1, 3 und 4 sowie 13 und 14 liegt die Dosisleistung unter dem Grenzwert von $0,5 \mu\text{Sv/h}$ für freie Begehbarkeit.

Am Referenzpunkt 2 in Abb. 2 befindet sich der Schacht eines Lastenaufzugs, abgeschirmt durch ein Strahlenschutztor. Da in den oberen Etagen u. A. Technik- und Versorgungsräume liegen, die während des Strahlbetriebs zugänglich sein müssen, müssen die Wände ausreichend dick sein, um die Dosisleistung durch die durch den Schacht entweichende Strahlung unter dem Grenzwert von $0,5 \mu\text{Sv/h}$ zu halten. Im Schacht selbst kann die Ortsdosisleistung diesen Wert überschreiten, er zählt jedoch im Strahlbetrieb zum Sperrbereich.

4. Handhabung von Komponenten und Versorgungsmedien

Die aktivierten Targetkomponenten müssen regelmäßig ausgetauscht und zur weiteren Bearbeitung bzw. Zerlegung in eine „Heiße Zelle“ gebracht werden. Daher ist ein Konzept für Handhabung und Transport notwendig.

Aufgrund ihrer hohen Aktivität müssen die Bauteile während des gesamten Transports von einer Abschirmung umgeben sein. Abbildung 3 zeigt ein Schema der Vorgehensweise. Die Komponenten werden per Fernhandlung aus der Targetstation in einen Transportcontainer eingebracht, der sich in der strahlführenden Ebene auf Schienen bewegt (Abb. 4 links). Durch einen Schacht werden die Bauteile in eine speziell angefertigte Abschirmglocke gezogen (Abb. 4 rechts), an deren Oberfläche noch eine verbleibende Dosisleistung von maximal $100 \mu\text{Sv/h}$ erreicht wird [7].

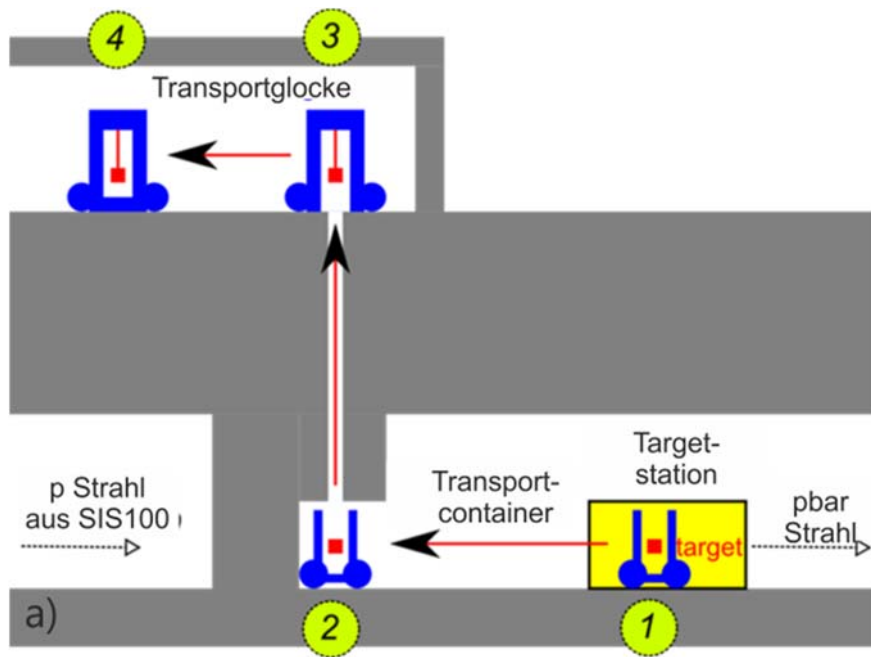


Abb. 3: Schematische Darstellung der Verbringung der aktivierten Komponenten aus der Targetstation in die Abschirmglocke, mit der sie zur Heißen Zelle transportiert werden [8].

Der Transport der Abschirmglocke zur Heißen Zelle erfolgt mit Hilfe eines eigens dafür entwickelten Anhängers, wobei sie gegen ein Verkippen gesichert ist. Der 200 Meter lange Transportweg auf dem FAIR-Gelände zwischen dem Gebäude der Antiprotonenproduktion und der Heißen Zelle ist eben und gegen unbefugtes Betreten während der Beförderung abgesichert

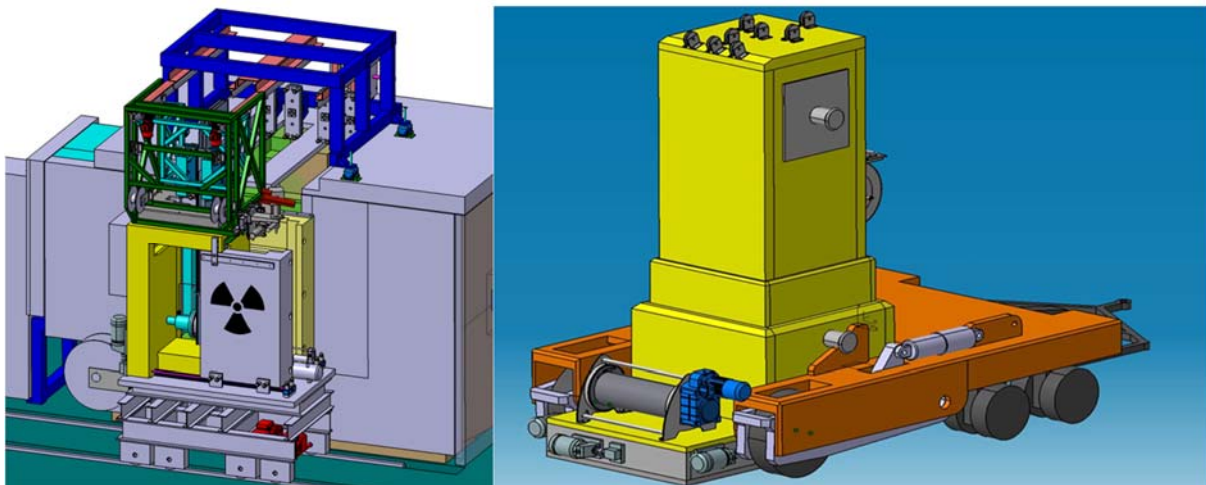


Abb. 4: Entwurfszeichnungen des Transportcontainers auf Schienen vor der Targetstation (links) und der Abschirmglocke mit dem Anhänger für den Transport zur Heißen Zelle (rechts) [8].

5. Literaturverzeichnis

- [1] FAIR Baseline Technical Report, Darmstadt, 2006. (<https://www-alt.gsi.de/documents/DOC-2006-Jul-40-1.pdf>)
- [2] Fehrenbacher et al., Strahlenschutzplanung für das internationale FAIR-Projekt, Beitrag zur Tagung, Strahlen|Schutz|Gesundheit, Baden bei Wien, 5.-9. Oktober 2015.
- [3] Kissel et al., Strahlenschutzplanung für die APPA Experimentierhalle bei FAIR, Beitrag zu dieser Tagung, 50 Jahre Kompetenz im Fachverband, Jahrestagung Fachverband für Strahlenschutz e.V., Usedom, 26.-30. September 2016.
- [4] A. Fasso, A. Ferrari, J. Ranft, P.R. Sala, FLUKA: A multi-particle transport code, CERN-2005-10, 2005.
- [5] Strahlenschutzrechtlicher Errichtungsantrag FAIR Teil E, 2011.
- [6] Technical Design Report on the Antiproton Target and Separator, pbar working group, GSI, Darmstadt, 2014.
- [7] M. Helmecke, K. Knie et al., Beschreibung der Handhabung der Transportflasche des pbar-Targets außerhalb von Gebäuden zur Vorlage bei der Genehmigungsbehörde zur Prüfung der Genehmigungsfähigkeit, 2014.
- [8] M. Helmecke, V. Gostishchev, R. Hettinger, K. Knie, The target handling concept of the pbar-separator at FAIR, 6th High Power Targetry Workshop Oxford, 2016.

NATÜRLICHE RADIONUKLIDE IN URIN- UND STUHLPROBEN

NATURAL RADIONUCLIDES IN URINE- AND FAECES SAMPLES

M. Froning¹⁾, M. Burow¹⁾, R. Ennen¹⁾, A. Hölters¹⁾, S. Laumen-Sentis¹⁾, M. Zoriy¹⁾

¹⁾Forschungszentrum Jülich GmbH, Geschäftsbereich Sicherheit und Strahlenschutz, Jülich, Deutschland

Zusammenfassung

Für die Beurteilung einer beruflichen bedingten Inkorporation oder eines radiologischen Notfalles ist es wichtig zu wissen, wie hoch der ernährungsbedingte Anteil am gemessenen Wert ist. In der Literatur stehen nur wenige Daten über natürliche Ausscheidungsraten zur Verfügung.

In der vorliegenden Studie werden aktuelle Ergebnisse von Ausscheidungswerten in Urin – und Stuhl von ²³⁴U, ²³⁵U, ²³²Th, ²²⁶Ra, ⁹⁰Sr, ²¹⁰Pb und ²¹⁰Po vorgestellt. Die durchschnittliche tägliche Ausscheidungsmenge von Urin und Stuhl wird im Vergleich mit den Werten für den Referenzmenschen ausgewertet.

Summary

In interpreting of measurement data for incorporation monitoring by excretion samples a clear distinction between the natural intake and the fraction subjected due to occupational exposure should be performed. At the present only a few data about an excretion of primordial elements such as ²³⁸U, ²³²Th are available in the literature.

In the following study actual data measured in urine and faeces will be presented and discussed.

Schlüsselwörter: *primordiale Elemente, natürliche Ausscheidung, interne Dosimetrie*

Keywords: *primordial elements, natural excretion, internal dosimetry*

1. Einleitung

Die aml. anerkannte Inkorporationsmessstelle des Forschungszentrum Jülich GmbH führt als fachlich unabhängige Messstelle Inkorporationsüberwachungen von strahlenexponierten Personen von Fremdfirmen und Eigenpersonal mittels Bestimmung der Aktivität der Ausscheidungen durch. Die Inkorporationsmessstelle steht aber auch bei radiologischen Notfällen der Bevölkerung für Beratung und die Durchführung notwendiger Inkorporationsmessungen und Dosisberechnungen zur Verfügung.

Zur Ermittlung von Inkorporationen von Alpha- und Beta-strahlung emittierenden Radionuklide wie z. B. ²³⁸U und ⁹⁰Sr werden Urin- und Stuhlproben untersucht. Für die Beurteilung einer beruflichen bedingten Inkorporation oder eines radiologischen Notfalles ist es daher wichtig zu wissen, wie hoch der ernährungsbedingte Anteil am gemessenen Wert ist. Primordiale Elemente wie z.B. ²³⁸U, ²³²Th sowie für das als Spaltprodukt in die Umwelt gelangte ⁹⁰Sr werden mit der Nahrung und mit dem Trinkwasser natürlich aufgenommen und somit ausgeschieden. Die individuellen Lebensgewohnheiten können zum Teil ausschlaggebend sein. Gerade in Bezug auf Trinkwasser bzw. Mineralwasser (Verbrauch, Herkunft) wie auch bei unterschiedlichen Ernährungsgewohnheiten kann es zu erheblichen Schwankungen in der täglichen Ausscheidungsrate kommen.

2. Messmethoden

Nach Eingang der Urin –und Stuhlproben erfolgte eine Weiterverarbeitung der Proben und je nach zu bestimmende Radionuklide eine radiochemische Aufbereitung.

Folgende nach DIN ISO/IEC 17025^[1] akkreditierte Messverfahren wurden eingesetzt:

- a) α -Spektrometrie für ^{210}Po
- b) Low-level-Beta-Messungen für ^{90}Sr , ^{210}Pb
- c) hochauflösende Multikollektor-Massenspektrometer (MC-ICP-MS)

3. Natürliche Ausscheidungen von in Urin und Stuhl

In der Literatur^[2] stehen nur wenige Daten über natürliche Ausscheidungsraten zur Verfügung. Für die vorliegende Studie wurden Überwachungen mittels Urin –und Stuhl (24h-Sammelproben) aus den Jahren 2015/ 2016 von Personen verwendet, die keinen offenen Umgang mit dem jeweiligen Radionukliden gehabt hatten.

In dieser Studie werden neue Ergebnissen von Ausscheidungswerten in Urin –und Stuhl von ^{234}U , ^{238}U , ^{232}Th , ^{226}Ra , ^{90}Sr , ^{210}Pb und ^{210}Po vorgestellt.

Die Urinmesswerte der untersuchten Radionuklide ^{90}Sr , ^{226}Ra , ^{210}Pb und ^{210}Po lagen im Bereich von wenigen mBq/d bis zu Messwerten von max. 140 mBq/d (^{226}Ra). Bei den Stuhlmesswerten von ^{90}Sr und ^{226}Ra wurde ein Bereich von bis zu 320 mBq/Probe ermittelt.

Alle Messergebnisse für ^{90}Sr , ^{226}Ra , ^{210}Pb und ^{210}Po in Urin- und Stuhl sind in Tabelle 1 zusammengefasst. Beispielhaft sind in Abbildung 1 Urinmesswerte ^{226}Ra mit Messunsicherheit u des Messverfahrens ICP-MS dargestellt.

Tab. 1: gemessenen natürliche Ausscheidungen in Urin –und Stuhl für ^{90}Sr , ^{210}Po , ^{210}Pb , ^{226}Ra

Nuklid	Anzahl n	Matrix	Einheit	Messerwerte				
				Mittelwert	\pm	StAbw.	Minimum	Maximum
^{226}Ra	100	Urin	[Bq/d]	4,2E-02	\pm	3,3E-02	1,1E-02	1,4E-01
	9	Stuhl	[Bq/Probe]	1,4E-01	\pm	1,1E-01	1,3E-02	3,2E-01
^{210}Pb	19	Urin	[Bq/d]	2,6E-02	\pm	1,1E-01	1,8E-03	4,6E-02
^{210}Pb	12	Stuhl	[Bq/Probe]	2,9E-02	\pm	1,1E-01	1,6E-02	4,3E-02
^{90}Sr	50	Stuhl	[Bq/Probe]	5,1E-02	\pm	3,5E-02	1,6E-02	1,6E-01
^{210}Po	17	Urin	[Bq/d]	3,0E-03	\pm	3,0E-03	2,9E-04	9,9E-03

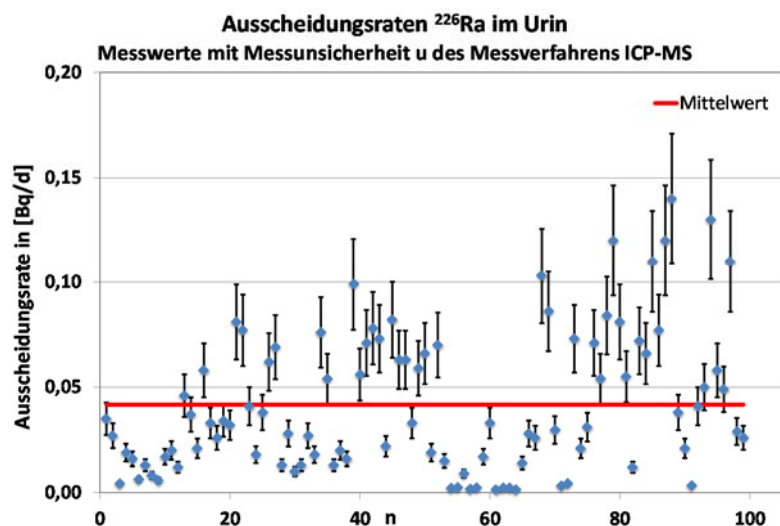


Abb. 1: Ausscheidungsraten ^{226}Ra im Urin –Messwerte mit Messunsicherheit u des Messverfahrens ICP-MS

Für die natürlich vorkommenden Nuklide U_{nat} und ^{232}Th ist das eingesetzte Messverfahren MC-ICP-MS sehr nachweisempfindlich. So können Messwerte im unteren ppb-Bereich vermessen werden. Die Messungen wurden simultan auf U_{nat} und ^{232}Th durchgeführt.

Die Urinmesswerte von U_{nat} lagen in der Regel kleiner 1 mBq/d bzw. kleiner 0,1 $\mu\text{g}/\text{d}$. Für ^{232}Th lagen die Messwerte deutlich niedriger im Bereich von kleiner 0,1 mBq/d bzw. 0,01 $\mu\text{g}/\text{d}$. In Tabelle 2 sind die gemittelten Urinmessergebnisse für U_{nat} und ^{232}Th zusammengefasst. Abbildung 2 zeigt die Messergebnisse von U_{nat} und ^{232}Th in Urinausscheidungsproben.

Tab. 2: gemessene natürliche Ausscheidungen in Urin für U_{nat} und ^{232}Th

Nuklid	Anzahl n	Einheit	Messwerte				
			Mittelwert	\pm	StAbw.	Minimum	Maximum
U_{nat}	17	[$\mu\text{g}/\text{d}$]	2,3E-02	\pm	1,1E-02	9,0E-03	5,2E-02
		[Bq/d]	5,8E-04	\pm	2,7E-04	2,25E-04	1,30E-03
^{232}Th	17	[$\mu\text{g}/\text{d}$]	4,6E-03	\pm	1,1E-03	1,9E-03	6,3E-03
		[Bq/d]	3,7E-05	\pm	8,9E-06	1,5E-05	5,1E-05

Zur Ermittlung der Urinmesswerte auf die Uranisotope ^{234}U , ^{235}U und ^{238}U wurde ebenfalls das Messverfahren MC-ICP-MS eingesetzt. In Tabelle 3 ist eine Zusammenfassung der Messwerte.

Tab. 3: gemessene natürliche Ausscheidungen in Urin für ^{234}U , ^{235}U und ^{238}U

Nuklid	Anzahl n	Einheit	Messwerte				
			Mittelwert	\pm	StAbw.	Minimum	Maximum
^{234}U	20	[Bq/d]	2,7E-04	\pm	1,4E-04	1,0E-04	7,1E-04
^{235}U	20	[Bq/d]	1,0E-05	\pm	3,5E-06	4,5E-06	2,0E-05
^{238}U	20	[Bq/d]	2,0E-04	\pm	8,4E-05	1,0E-04	4,3E-04

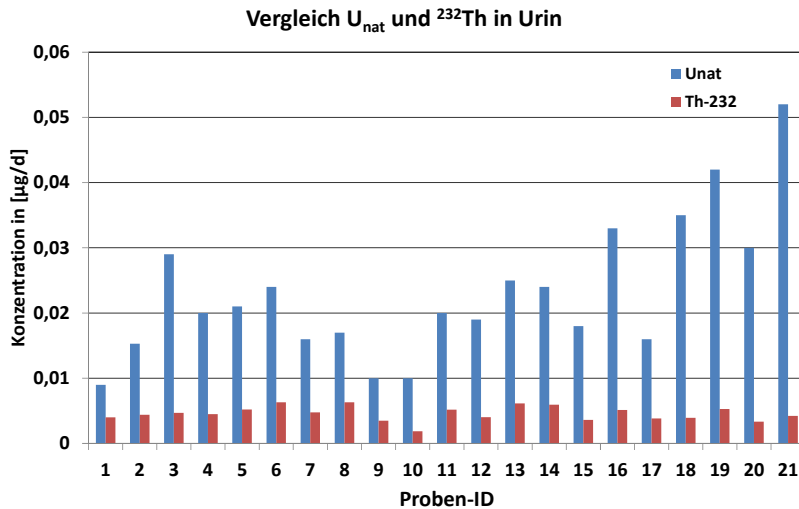


Abb. 2: Messergebnisse in Urin auf U_{nat} und ^{232}Th

Durch die sehr gute Nachweisempfindlichkeit des Messverfahrens für ^{235}U konnten sehr niedrige Aktivitätskonzentrationen bestimmt werden. Dies ermöglichte die Bestimmung der Aktivitätsverhältnisse $U-234/U-238$ und $U-235/U-238$ in den Urinproben. In Tabelle 4 ist eine Zusammenfassung der gemessenen Aktivitätsverhältnisse im Vergleich zu Literaturwerte angegeben. Es zeigt sich eine gute Übereinstimmung der gemessenen Aktivitätsverhältnisse zu Angaben aus der Literatur.

Tab. 4: Nuklidverhältnis ^{234}U , ^{235}U und ^{236}U in Urinausscheidungen

Nuklidverhältnis		Literaturwerte ^[5]
	Gemittelte Werte $x \pm \text{StAbw.}$	
$^{234}U/^{238}U$	$1,37 \pm 0,35$	1,03
$^{235}U/^{238}U$	$0,049 \pm 0,009$	0,047

4. Durchschnittliche tägliche Ausscheidung von Urin und Stuhl

Zur Beurteilung einer Urin- und Stuhlüberwachung werden, bis auf Überwachungen von Tritium, 24 Stunden Sammelproben benötigt. Die individuellen Lebensgewohnheiten können zum Teil ausschlaggebend für die Ausscheidungsmengen sein. Gerade in Bezug auf Trinkwasser bzw. Mineralwasser (Verbrauch) wie auch bei unterschiedlichen Ernährungsgewohnheiten kann es zu erheblichen Schwankungen in der täglichen Ausscheidungsrate kommen.

Um eine durchschnittliche Ausscheidungsmenge zu ermitteln erfolgte eine Auswertung eingegangener Urin und Stuhlproben über einem Zeitraum von zwei Jahren (n=174). Bei den Stuhlauswertungen handelte es sich nur um Proben von Männern. Entsprechend ICRP 89 liegt die durchschnittliche Stuhlmass für einen Mann bei 150 g pro Tag. Unter der Annahme eines Ascheanteils von max. 3% wäre die mittlere Aschemasse 4,5 g/d. In Tabelle 5 ist die durchschnittliche tägliche Ausscheidung von Urin und Stuhl im Vergleich mit den Werten aus Literatur und des Referenzmenschens nach ICRP 89 zusammengefasst.

Tab. 5: Durchschnittliche tägliche Ausscheidung von Urin und Stuhl im Vergleich mit Literaturangaben und den Werten des Referenzmenschen nach ICRP 89^[3]

	24h-Stuhlmasse in g Asche	24-h-Urin-Volumen in ml	
		Frauen	Männer
Messstelle Jülich	4,4 ± 2,5	1640 ± 470	1670 ± 460
Berlin ^[4]	5,1 ± 1,7	1550	1750
ICRP 89	150 g frisch → 4,5 g Asche	1200	1600

Bei den täglichen Urinausscheidungen sind zwischen Frauen und Männern, im Gegensatz zu Angaben der ICRP, keine Unterschiede festzustellen. Dies kann auf Änderungen des Verbrauchs von Mineralwasser zurückzuführen sein. Hier haben sich in den letzten Jahren die Trinkgewohnheiten sehr geändert. Abbildungen 3a und 3b zeigen die Häufigkeitsverteilung der Ausscheidungsmengen für Urin und Stuhl.

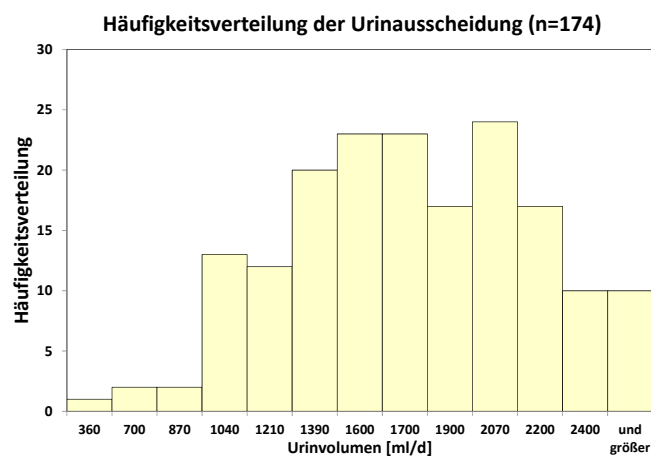


Abb. 3a: Häufigkeitsverteilung der Urinausscheidung

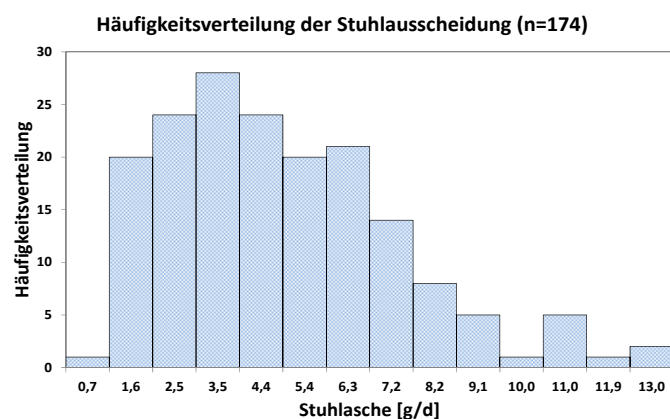


Abb. 3b: Häufigkeitsverteilung der Stuhlausscheidung

5. Zusammenfassung

Für die Beurteilung einer beruflichen bedingten Inkorporation oder eines radiologischen Notfalles ist es wichtig zu wissen, wie hoch der ernährungsbedingte Anteil am gemessenen Wert ist.

In dieser Studie wurden aktuelle Ergebnissen von Ausscheidungswerten in Urin –und Stuhl von ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U , ^{232}Th , ^{226}Ra , ^{90}Sr , ^{210}Pb und ^{210}Po vorgestellt.

Ein Vergleich der durchschnittlichen täglichen Ausscheidungsmenge von Urin und Stuhl mit den Werten des Referenzmenschen zeigt, dass sich die Ernährungsgewohnheiten geändert haben. So konnten wir keinen Unterschied anders als beschrieben zwischen den Ausscheidungsvolumina von Männern und Frauen feststellen.

6. Danksagung

Die Autoren danken den Mitarbeitern der aml. Anerkannten Inkorporationsmessstelle des Forschungszentrum Jülich GmbH.

7. Literaturverzeichnis

- [1] DIN EN ISO/ IEC 17025:2005. Allgemeine Anforderungen an die Kompetenz von Prüf- und Kalibrierlaboratorien
- [2] VKTA-83 Februar 2007: Ausscheidungsraten von ^{230}Th , ^{226}Ra , ^{210}Pb und ^{210}Po bei Personen der Bevölkerung und Beschäftigten an NORM-Arbeitsplätzen (Inkorporationsüberwachung)
- [3] ICRP Publication 89: Basic Anatomical and Physiological Data for Use in Radiological Protection: Reference Values, Elsevier Science Ltd, Oxford 2003
- [4] M. Naumann, K. Hänisch, M. Hartmann, H. Schönherr; Natürliche und künstliche Radionuklide in Urin- und Stuhlproben von Personen aus der Bevölkerung (30. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz 1998, FS-98-98-T)
- [5] EURADOS Report 2013-01; IDEAS Guidelines for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data (Braunschweig März 2013)

NO NUCLEAR POWER - NO DISPOSAL FACILITY?

J. Feinhals¹⁾

¹⁾DMT GmbH & Co. KG, Gr. Bahnstr. 31, 22525 Hamburg, Germany

Summary

Countries with a nuclear power programme are making strong efforts to guarantee the safe disposal of radioactive waste. The solutions in those countries are large disposal facilities near surface or in deep geological layers depending on the activity and half-life of the nuclides in the waste. But what will happen with the radioactive waste in countries that do not have NPPs but have only low amounts of radioactive waste from medical, industrial and research facilities as well as from research reactors? Countries producing only low amounts of radioactive waste need convincing solutions for the safe and affordable disposal of their radioactive waste. As they do not have a fund by an operator of nuclear power plants, those countries need an appropriate and commensurate solution for the disposal of their waste. In a first overview five solutions seem to be appropriate: (i) the development of multinational disposal facilities by using the existing international knowhow; (ii) common disposal with hazardous waste; (iii) permanent storage; (iv) use of an existing mine or tunnel; (v) extension of the borehole disposal concept for all the categories of radioactive wastes.

Keywords *radioactive waste, disposal facility, research reactor*

1. The challenge

Nuclear power plants are operated worldwide in 30 countries, while 71 countries are operating research reactors [1]. Even if the spent fuel is returned to the manufacturer and the production rate of radioactive waste is much lower than at a NPP, the radioactive waste from operation and future decommissioning cannot be neglected. As there is not commercial power generation, there is also not the levy on power consumption that goes to a waste fund. There is not the money set aside for the disposal of radioactive wastes generated in these countries. Therefore these countries look for more cost effective disposal routes for the wastes that they produce. The European Commission stipulates each state needs to develop a national programme for the safe disposal of radioactive waste (Council Directive 2011/70/ EURATOM) [2]. Similar requirements do exist outside the European Union, with every nation responsible for the safe management of radioactive waste, including the need to have a disposal plan. The challenge for the future is: which alternatives for the safe disposal of radioactive waste are possible for countries generating small amounts of radioactive waste?

2. Radioactive waste in countries without nuclear power programme

Countries without nuclear power plants or any nuclear fuel cycle facilities do not have high level waste (HLW), particularly when the fuel from research reactors is returned to the country of origin. In these countries, only small amounts of radioactive waste are produced. The main sources of this waste are the use of radioactive material in medicine, industry and research as well as the operation and decommissioning of nuclear research facilities like research reactors. Usually a large part of the waste can be cleared as non-radioactive waste after storage or decontamination. The amount of remaining radioactive waste that is suitable for near-surface disposal (LLW) is less than ten thousand tons while the amount that is not suitable for near-

surface disposal (ILW) is less than a few hundred tons. Furthermore, in all countries there are disused sealed radioactive sources, including long-lived sources such as lightning conductors containing mainly ^{241}Am (432.2 a) or ^{226}Ra (1.6×10^3 a), and ionization chamber smoke detector (ICSD) containing mainly ^{241}Am , ^{226}Ra and sometimes ^{239}Pu (2.41×10^4 a) which are not suitable for near surface disposal in large quantities due to their long half life.

In countries without a nuclear programme, significant amounts of radioactive waste arise from the operation and decommissioning of research reactors [3]. The radioactive waste streams depend on the reactor type, the implemented applications and the schedule of operation. They can be activated and include contaminated materials. The most activated part of the reactor structure is the core, while the biological shield, usually made of concrete and steel reinforcements, is exposed to relatively low neutron fluxes. Contamination arises from the activation of the corrosion/erosion products as well as from the dispersion of the irradiated fuel and fission products through cladding breaches and conveyed by the coolant. Fission products in contaminated materials generally become significant in the case of failure of fuel elements. A large variety of radionuclides can be produced by neutron activation at nuclear reactors. The radionuclides which are important from the viewpoint of disposal are the long-lived radionuclides (half-lives higher than 30 a). The major long-lived nuclides are: ^{14}C (5730 a) which is significant in concretes and graphite; ^{36}Cl (3.01×10^5 a) is present in some stainless steels and aluminum reactors components; ^{41}Ca (1.03×10^5 a) is one of the main constituents of bioshield concrete; ^{59}Ni and ^{63}Ni (7.6×10^4 a and 100.1 a respectively) is found in nickel alloys and stainless steel; ^{93}Mo (3500 a) is present in some stainless steels; ^{93}Zr (1.5×10^6 a) is important in irradiated cladding and in moderator tubes; ^{108m}Ag (130 a) is significant in control rods with large amounts of silver.

Common examples of solid very low level waste (VLLW) and low level waste (LLW) are items contaminated during handling of radioactive materials such as personnel protection items, cleaning materials and tools as well as components exposed to neutron beams such as containers for production of radioisotopes or for irradiation of samples. Low and intermediate level waste (LLW and ILW) can be materials used for cleaning of water, such as ion exchange resin or materials in the ventilation systems as well as irradiated components of the reactor such as the materials at the reactor core, monitoring equipment (ionization and fission chambers, thermocouples etc.), control rods and startup neutron sources.

Liquid radioactive wastes during operation are usually coolant from the reactor pool or vessel, liquids used for decontamination and liquids produced from hot chemistry laboratories. In case the aqueous wastes cannot be discharged, they are concentrated to minimize the volume and the residues usually solidified in cement. Other liquid wastes like organic solvents are solidified in cement directly or incinerated together with other radioactive waste.

The main decommissioning wastes are activated and contaminated metals (e.g., stainless steel, carbon steel, lead, aluminum) and concrete from the biological shield. More than 50% of materials from dismantling of research reactors are exempt waste and a small amount, less than 10%, are ILW. In research reactors some specific materials like graphite or beryllium are also used. Graphite is used as a moderator and reflector. Some research reactors have a stacking of graphite in one of their irradiation facilities, the thermal column. The long lived ^{14}C isotope can be produced by neutron activation in the graphite. The activity of this isotope determines the management/ disposal options of graphite. Beryllium is used in research reactors as a source of neutrons, moderator and reflector. The material itself is extremely toxic. The main

radionuclides in beryllium are ^3H and the long lived ^{10}Be ($1.6 \times 10^6\text{a}$). Wenn Sie diese Vorlage verwenden, um Ihren Beitrag zu schreiben, brauchen Sie keine Formate selber zu erstellen.

3. Existing concepts for disposal of radioactive waste

Europe is running a very intensive research in the area of disposal facilities [5]. For coordination of all the research projects for an effective exchange of information technical platforms were established [6]. The IGD-TP (Implementing Geological Disposal – Technical Platform) was launched for the research for deep geological disposal facilities, where the concept of near surface disposal facilities is described as sufficient for low level and intermediate level waste with short half-life. Geological disposal is recommended for intermediate level and high level waste especially containing isotopes with long half-lives. All these projects for disposal facilities have one thing in common: They are very money and time consuming, because they are designed for large amounts of radioactive waste. Such solutions seem to be not adequate for the disposal of some thousand drums with radioactive waste. Nevertheless, countries with a high progress in such disposal projects shall take over a lighthouse function for those countries, which have just started planning for a disposal facility.

Existing concepts are:

- Near Surface burial – low level waste is buried within 10 m of the surface in a conventional style landfill
- Shallow burial – low level waste is packaged and buried within 100 m of the surface with engineered structures and concrete vaults – typically for some 100,000 m³ of waste or more
- Engineered boreholes for disused sealed radioactive sources
- Geological caverns for the disposal of intermediate level waste or high level waste

4. Alternatives

Fully aware of this challenge the following alternative solutions are also discussed.

4.1 Multinational disposal facility

A multinational disposal facility is a disposal facility, which is used by several countries (sometimes also called “regional disposal facility”). This approach investigated by WNA [7] and IAEA [8] makes sense from the technical as well as from the economical view. In EU, the European Repository Development Organization (ERDO) works for the implementation of one or more shared regional repositories for radioactive waste. The idea is compelling, but the political challenges are very difficult. The definition of the area of competence for a supervising and licensing authority might be easy, although it has to be active beyond state borders to control waste packages in other countries and to decide whether waste packages are acceptable or not. There are many challenges:

- How will the costs be shared for the participating countries if the project has a significant delay (which is very normal in those projects) or has to be abandoned?
- What will happen if acceptance of foreign waste is suddenly unenforceable due to a lack of public acceptance?
- How stable will the country, its government and borders be for the life of the control period?
- Would the site become a security risk for all the countries around it?

These challenges are only some of the reasons why politicians see only little chances for a multinational disposal facility.

Groups have nominated Australia as the site of a multi-national repository, and discussed the concept of uranium leasing; the country which mines the uranium has to take the uranium back at the end of its useful life, along with whatever other wastes were produced with it. There is no political will or public support for either idea within Australia, and there is a minority viewpoint that if radiopharmaceuticals are exported then Australia should be exporting that portion of the radioactive waste to the country using the radiopharmaceuticals. There is an idea for a south-east Asian repository, however the issues are still over who will have control, where it will be situated and how this will impact on the regional tensions between countries. This would be a long term goal (100 years) for the region.

4.2 Common disposal with hazardous waste

This alternative idea seems to be smart, as requirements for technical barriers at landfills for hazardous (toxic, harmful, dangerous goods) waste are comparable to near surface disposal facilities for very low level waste. Already existing capacities at landfills for toxic waste might be usable for low level waste [9]. But it has to be considered, that in case of a failure of the technical barriers of the landfill the impact on the environment will significantly increase. The health effects by incorporation of radioactive substances might be of minor importance compared to the toxic substances, but the effort for remediation will be much higher. In any case an additional safety assessment is required. This would not be suitable for intermediate level wastes. One advantage is that radiation will eventually disappear, unlike the other hazardous and toxic wastes.

For some governments, the very low level radioactive waste can be stored in hazardous waste facilities.

4.3 Permanent Storage

A different solution can be found in the Netherlands. Radioactive waste has to be stored in a central interim storage (COVRA), designed for an operation of 100 years. Actually, already conditioned waste (supercompacted and cemented) will be checked for their specific activity. Those drums below the Dutch clearance values, are opened, sorted and cleared as conventional waste. By this way COVRA could increase their capacity significantly [10]. For some countries generating only small amounts of waste this strategy of permanent storage with subsequent clearance might be fully sufficient, especially, if the half-life of the nuclide is short. Additional individual considerations for a specific clearance might be helpful, if an enhancement of clearance values is radiological acceptable on the basis of the de minimis concept. Independent of the consideration about the amount of radioactive waste such a solution makes sense even for countries with high amount of radioactive waste, because permanent storage enables the use of the option clearance and goes easy on the resource capacity of a disposal facility. Such a strategy is under discussion for example in Switzerland.

4.4 Small scale disposal facility

If the above mentioned alternatives are not applicable or do not fulfill the radiological requirements, the following alternatives should also be investigated:

- New construction of a small scale near surface disposal facility for radioactive waste

- Use of an already existing mine or tunnel
- Development of a borehole disposal concept appropriate for more categories of wastes besides the sealed sources The already existing concept published by IAEA [11] is related only to the disposal of sealed sources

A commensurate solution is possible on the basis of a for each country individual consideration of the following parameters:

- The waste properties; like specific activity, half-life, amount, chemical waste form etc.
- The technical conditions; like an appropriate disused mine or permanent storage already existing
- The geological conditions; like site selection for a new near surface or geological disposal facility
- The legal conditions; like use of specific clearance values.

4.4.1 Use of an already existing mine

For discussion of the use of an already existing mine as a disposal facility the following aspects have to be considered:

- Geological situation, the system of natural barriers: Is a proof for long term safety possible and for which time duration is it necessary? Which additional measures are necessary to keep the safety requirements? For this case additional concrete structures for sealing the drums with radioactive waste from the host rock can be helpful. The safety parameters have to be calculated on the basis of the radioactive inventory, which might be brought into the disposal facility in future. The aim is to prevent radioactive material from coming into contact with groundwater in which it could dissolve, as this is the principal route by which radionuclides could be transported from a disposal facility through the host rock to the near surface, where it can affect humans.
- History of the mine, rock stability: stability of caverns and pillars especially in old mines has to be checked under consideration of the planned operational life time. Additionally, two shafts, a good ventilation and ways for rescue and emergency are state of the art requirements. In general, the use of the mine for the time of operation and closure as disposal facility has to be added into the safety assessment. This can cause a significant effort for repair, reconstruction, and maintenance. Additionally, measures for backfilling of empty caverns have to be taken into account.
- Robustness against incidents and events: In old mines shafts are often not appropriate for transport of radioactive waste. A design including the drop of waste packages into the shaft as well as earthquakes is necessary. The results of calculations of the potential dose in case of such incidents and events must demonstrate that the legal requirements are not exceeded.
- Site selection: In case of selection between different sites logistical aspects for the transport to the site and the infrastructure at the site have to be considered as well as the public acceptance in the surrounding communities.

In consideration of all these points it becomes clear that a disused mine could meet all the safety requirements with a small need for reconstruction would be a very good choice.

4.4.2 Extension of the borehole disposal concept

Borehole disposal is to dispose of items in a vertical cylindrical hole underground. There are two types – shallow and geological boreholes. If the waste is below a depth of 150 m it is considered as geological disposal. The current use of a borehole is designed for the disposal of disused sealed radioactive sources generally. The extension of this concept is to make the hole diameter slightly bigger and have waste canisters placed into the hole. The borehole could be up to 5 km deep and it would be lined to prevent water from filling the borehole. The waste would be placed in the hole, fill placed around the waste, a spacer to the next waste canister and it would be filled up to an appropriate level depending on groundwater levels. The advantage of this method is that it does not rely on creating tunnels, inspection systems or ventilation systems. With the mining knowledge and capabilities a borehole down 1 or 2 km is possible now which could be used. This is a much cheaper form of geological disposal. The packages will have to be stronger as there will be tonnes of force on each package.

4.5 Other disposal concepts

Other disposal concepts are also discussed:

- Subsea burial: boreholes under the ocean as another level of protection. The boreholes could be shallower and the capping will increase over time through sedimentation. This method has very little public support, and is more complicated and costly than land based borehole disposal. This method is banned by international treaties
- Subduction zone burial: emplacement of waste in land, which is slowly moving under another tectonic plate. The idea is that eventually the waste will be in magma and dissolved in the fluid rock. This method has never been implemented as the uncertainties around earthquakes and eruptions are too high.
- Use of already contaminated areas (nuclear weapons testing sites): Use of an area within a nuclear test site (above or below ground) for disposal of radioactive wastes, or use of contaminated tunnels for waste placed by robots. This could only be used by a small number of countries, and would have to demonstrate adequate radiation protection to all workers to be enacted. This option is used by Kazakhstan.

5. Conclusion

Countries without a nuclear power programme may produce radioactive waste, and have to responsibly deal with that waste. As there is not commercial power generation, there is also not the levy on power consumption that goes to a waste fund. There is not the money set aside for the disposal of radioactive wastes generated in these countries. Therefore these countries look for more cost effective disposal routes for the wastes that they produce.

With the wide variety of radioactive wastes which are produced, the simpler forms of conditioning and disposal are more suitable for countries with a small radioactive waste inventory. The first step is to understand the waste that the country has, and will generate. This should all be reported in the national reports to the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management as coordinated by the IAEA. The next step is to understand the options that are available to the country.

The most practical solution is a multi-national repository, where the countries pool resources to build a larger facility than any one country could do on their own. However there are many political problems which are not yet solved. The states may look to co-disposal with other

hazardous wastes, or for permanent storage until a disposal option becomes viable, whether that be exemption or a radioactive waste disposal site.

If these possibilities are not feasible, the next option is to create a small scale disposal facility based on existing technologies. This could be a smaller engineered concrete vault structure, the use of an existing disused mine for geological disposal or extending the borehole concept to take in other wastes. These smaller scale structures will still cost money, but not as much as for waste facilities for nuclear power plants.

There is a chance to combine existing possibilities and to fit them individually for each country. But it has to be considered, that

- Governments in some of these countries have not realized the necessity of a final solution for the radioactive waste.
- Some countries might have proceeded in treatment of waste without knowing the final disposal solution; the problems may increase as the waste may need to be re-conditioned.
- At the moment there is no way for funding of a disposal facility.

Especially, the last item hampers small scale and affordable solutions. A support by the European Community in this direction can be useful for many countries.

6. References

- [1] IAEA <http://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx?rf=1>
- [2] Council Directive 2011/70/Euratom of 19 July 2011 establishing a Community framework for the responsible and safe management of spent fuel and radioactive waste
- [3] International Atomic Energy Agency (1998). Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes. Technical Report Series No. 389, IAEA, Vienna.
- [4] International Atomic Energy Agency (2003). Manual for Reactor Produced Isotopes. TECDOC-1340, IAEA, Vienna.
- [5] D. Bosbach: Research for the safe management of radioactive waste in the Helmholtz Association FS-Symposium Zwischenlager-Dauerlager-Endlager 22.-24.09.2014, Mainz
- [6] www.igdtp.eu
- [7] <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Nuclear-Wastes/International-Nuclear-Waste-Disposal-Concepts/>
- [8] Developing multinational radioactive waste repositories: Infrastructural framework and scenarios of cooperation, IAEA TECDOC 1413, Vienna 2004
- [9] M. Dützer: Very low level waste disposal in France: a key tool for the management for decommissioning wastes in France, StrahlenschutzPraxis 2/2015

- [10] J. Wellbergen, E. Verhoef, R. Wiegers: Radioactive waste: from cradle to cradle TÜV
NORD Symposium Provisions for Exemption and Clearance 21-23 Sept. 2009,
Wiesbaden, Germany
- [11] Borehole Disposal Facilities for Radioactive Waste, IAEA SSG-1, Vienna 2009

MESSUNGEN VON KR-85 UND XE-133 ALS UNGESTÖRTE TRACER ZUR DARSTELLUNG ATMOSPHERISCHER TRANSPORTVORGÄNGE NACH FREISETZUNG VON RADIOAKTIVITÄT AUS KERNTECHNISCHEN ANLAGEN

MEASUREMENT OF KR-85 AND XE-133 AS UNDISTURBED TRACERS FOR THE REPRESENTING OF ATMOSPHERIC TRANSPORT AFTER DISPOSAL OF RADIOACTIVITY FROM NUCLEAR FACILITIES

G. Frank¹⁾, J. Salvamoser²⁾, T. Steinkopff¹⁾

¹⁾Deutscher Wetterdienst

²⁾Institut für angewandte Isotopen-, Gas- und Umweltuntersuchungen

Zusammenfassung

Der Deutsche Wetterdienst (DWD) unterhält auf Basis der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zum Integrierten Mess- und Informationssystem zur Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt (AVV-IMIS) [1] seit 1996 eine Probenentnahmestelle für die radioaktiven Edelgase Kr-85 und Xe-133 in Offenbach.

Zur Unterstützung des Bundesamts für Strahlenschutz werden durch den DWD in Berlin/Potsdam und seit 2014 in Trier die Edelgase gesammelt und zur Messung zum Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) versandt. Im Rahmen des Global Atmosphere Watch (GAW)-Programms der WMO hat der DWD von 1999 bis 2005 zudem eine davon unabhängige Probeentnahmestelle für Kr-85 auf der Zugspitze (Schneefernerhaus) betrieben. Der Standort Zugspitze eignete sich insbesondere zur Erfassung von ferntransportiertem Kr-85 in der höheren Atmosphäre.

Ein komplexes Analysesystem, das in Offenbach beim DWD seit 1998 betrieben wird, ermöglicht die gaschromatographische Trennung der einzelnen Komponenten bis hin zur Messung und Bestimmung der Aktivitätskonzentrationen von Kr-85 und Xe-133.

Am Beispiel Fukushima wird aufgezeigt, dass die radioaktiven Edelgase Kr-85 und Xe-133 als Tracer für Luftmassenverfrachtungen nach einem kerntechnischen Ereignis herangezogen werden können, ungestört ohne Beeinflussung von Auswascheffekten.

Korreliert werden Messergebnisse von I-131, Cs-137 und Xe-133 mit den Ankunftszeiten an den Spurenmessstellen des DWD in Offenbach und Potsdam.

Summary

The Deutscher Wetterdienst (DWD, German Meteorological Service) operates since 1996 a sampling and measurement device for the radioactive rare gases Kr-85 and Xe-133 in Offenbach. These measurements are embedded in the German Measurement and Information System for Monitoring Environmental Radioactivity (Integriertes Mess- und Informationssystem zur Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt, IMIS) [1].

In addition to these measurements the DWD is sampling rare gases in Potsdam and since 2014 in Trier in cooperation with the Bundesamt für Strahlenschutz (Federal Office for Radiation Protection, BfS). In the frame of the Global Atmosphere Watch (GAW)-program of the WMO the DWD operated a sampling station at the Zugspitze (Schneefernerhaus) from 1999 to 2005. This location at the Zugspitze is well suited for the observation of long distance transport of Kr-85 in the higher atmosphere.

The DWD in Offenbach operates a complex analytical system for the measurement of Kr-85 and Xe-133 since 1998. This system consists of sampling with first enrichment, second enrichment, gas chromatographic separation and preparation of Krypton and Xenon and measurement of Kr-85 and Xe-133.

Using the example Fukushima, it is shown, that the radioactive rare gases Kr-85 and Xe-133 are well undisturbed tracers for atmospheric transport in case of a nuclear accident or routine nuclear reprocessing plants. Measurements of Xe-133, I-131, Cs-137 and Kr-85 are correlated with source and atmospheric transport to the sampling sites at Offenbach and Potsdam.

Schlüsselwörter *Krypton-85, Xenon-133, Iod-133, Cäsium-137, Gaschromatographie, low-level Messung, Proportionalzählrohr*

Keywords *Krypton-85, Xenon-133, Iod-133, Cesium-137, gas chromatography, low-level-measurement, proportional counter*

1. Probeentnahme und Messverfahren von Kr-85 und Xe-133

Abb. 1 zeigt eine schematische Darstellung des Analysensystems mit der gaschromatographischen Trennung, low-level Messung und gaschromatographischer Volumenbestimmung [2]. Aus 10 m³ Probenluft wird durch fraktionierte Adsorption und Desorption an Aktivkohle eine mit Krypton und Xenon angereicherte Gasprobe von ca. 4 l präpariert (Anreicherungsfaktor 2500). Diese Gasprobe wird in einem zweiten Anreicherungsschritt (Anreicherungsfaktor 400) auf ein Volumen von ca. 10 ml reduziert (Gesamtanreicherung ca. 100000).

Diese Probe wird in einen präparativen Gaschromatographen überführt und in eine Krypton- und eine Xenonfraktion aufgetrennt. Die Krypton- und die Xenonfraktion wird jeweils mit Methan als Trägergas direkt zur Messung von Kr-85 und Xe-133 in je ein Proportionalzählrohr geleitet.

Nach der Aktivitätsbestimmung im Zählrohr werden der Krypton- und der Xenongehalt im Zählgas mittels analytischer Gaschromatographie bestimmt. Die volumenspezifische Aktivitätsbestimmung von Kr-85 und Xe-133 erfolgt über die bekannten Krypton- und Xenon-Gehalte in der Luft.

In der zweiten Anreicherung und der gaschromatographischen Auftrennung von Krypton und Xenon werden Wirkungsgrade von nahezu 100 % erreicht. Die jeweilige Gasfraktion wird hierbei direkt in ein low-level-Proportionalzählrohr überführt. Die low-level-Zählrohre mit passiver Bleiabschirmung (10 cm Blei) und aktiver Antikoinzidenz-Abschirmung erreichen Wirkungsgrade von 75 bis 80 % bei einem Nulleffekt von ca. 1 cpm. Die Nachweisgrenzen für Kr-85 liegen bei ca. 0,0008 Bq·m⁻³ Luft, von Xe-133 bei ca. 0,001 Bq·m⁻³.

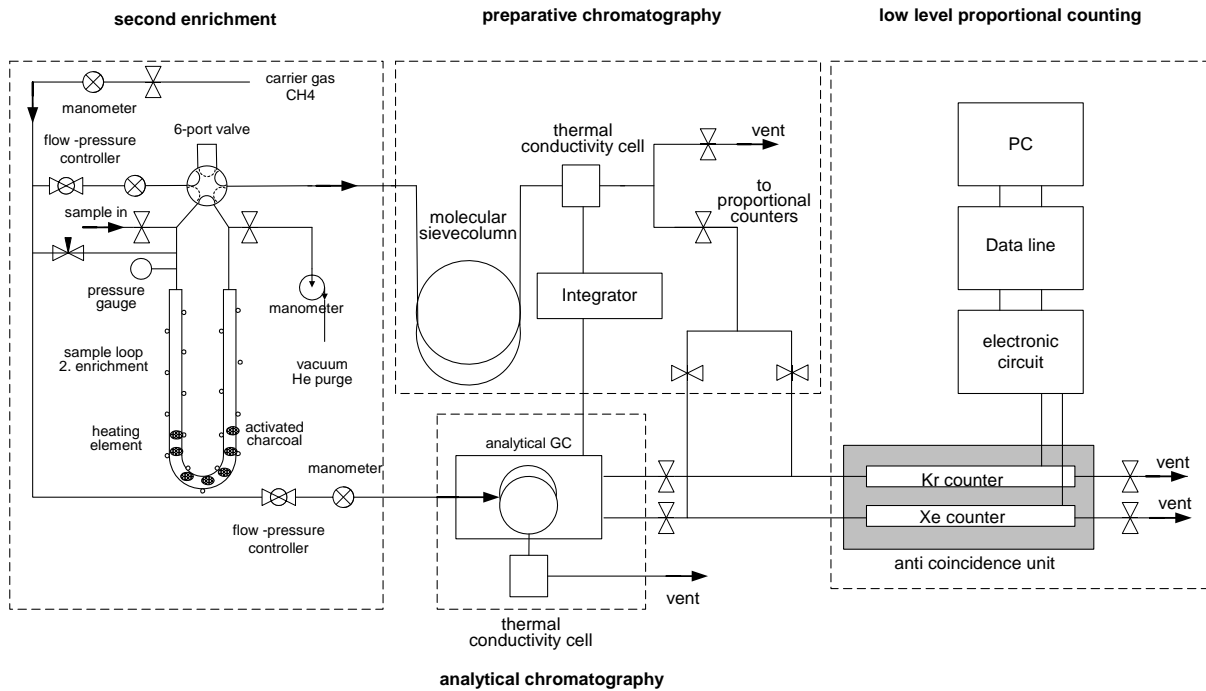


Abb.1: Schematische Darstellung der Kr-85 und Xe-133 Messung

2. Interpretation der Messungen

Die Messungen werden seit 1999 routinemäßig am Standort Offenbach für Wochenmittel und in Einzelfällen für Tagesmittel durchgeführt. Probenentnahmen im Flugzeug (Höhenprofil 2000 m - 10000 m) erfolgten in den Jahren 2003, 2004 und 2011.

2.1 Routinemessungen am Standort Offenbach

Die mittleren Kr-85-Konzentrationen am Standort Offenbach lagen 2016 gemäß den Messungen des DWD bei ca. 1,6 Bq/m³, für Xe-133 bei ca. 2-5 mBq/m³ (Abb. 2).

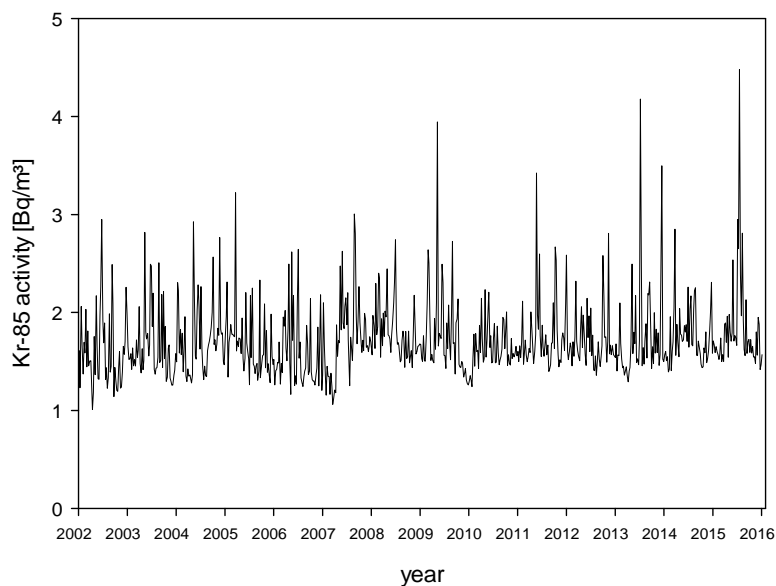


Abb. 2: Kr-85 Konzentrationen von 2002-2016 in Offenbach (Wochenmittelwerte)

Messungen aus dem Jahr 2016 weisen im Juli erhöhte Werte für Kr-85 und Xe-133 auf (Abb. 3). Rückwärtstrajektorien vom 9.7.2016 – 10.7.2016 (Abb. 4) lassen den Schluss zu, dass die erhöhten Werte auf Freisetzungen aus den kerntechnischen Anlagen von Sellafield zurückzuführen sind. Weitere erhöhte Aktivitäten im April und Mai sind für Kr-85 weniger ausgeprägt als für Xe-133.

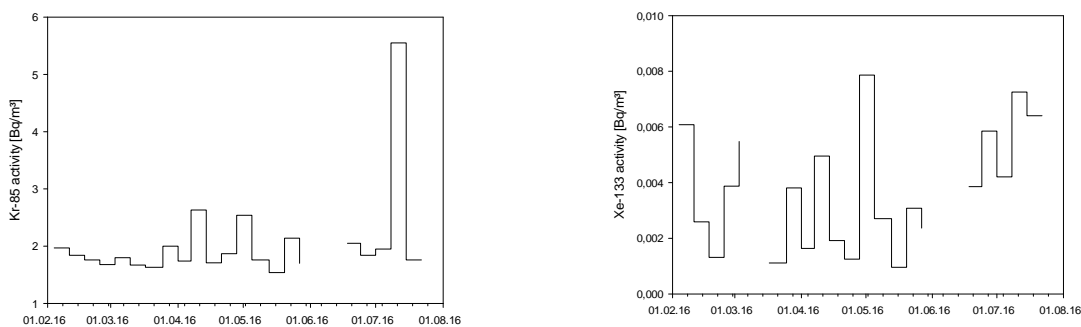
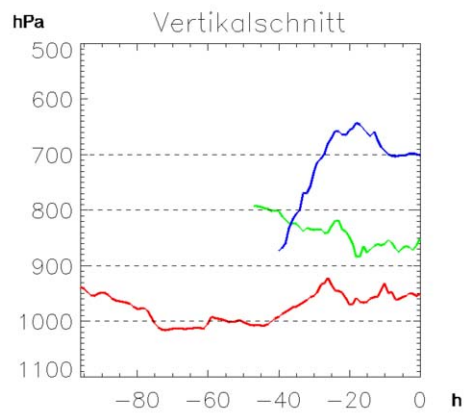
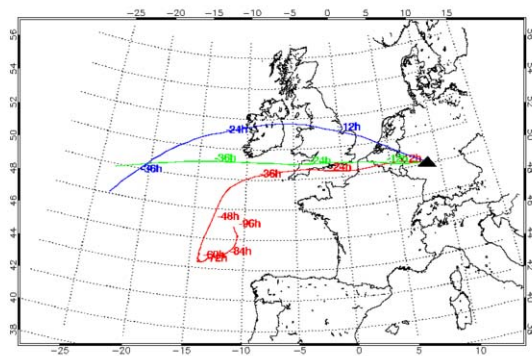


Abb. 3: Erhöhte Kr-85- und Xe-133-Konzentrationen im April, Mai und Juli 2016 in Offenbach



Start der Rückwärts-Trajektorien in Offenbach (50.12 N 8.73 E)
 Starttermin: 09.07.2016 12:00 h (UTC)
 Datenbasis: ICON-EU-Modellauf 09.07.2016 12 h
 Starthöhen (hPa): 950, 850, 700,

Abb. 4: Trajektorienrechnung vom 9.7.2016, 12:00 UTC

2.2 Messungen nach dem Störfall von Fukushima

Bei dem kerntechnischen Unfall von Fukushima 2011 wurden beim DWD Tagesmittelwerte der Aktivitätskonzentrationen von Kr-85 und Xe-133 über einige Tage bestimmt. Diese Messungen erfolgten parallel zu den vom DWD routinemäßig durchgeführten Messungen der aerosolgebundenen Aktivität von Cs-137 und I-131.

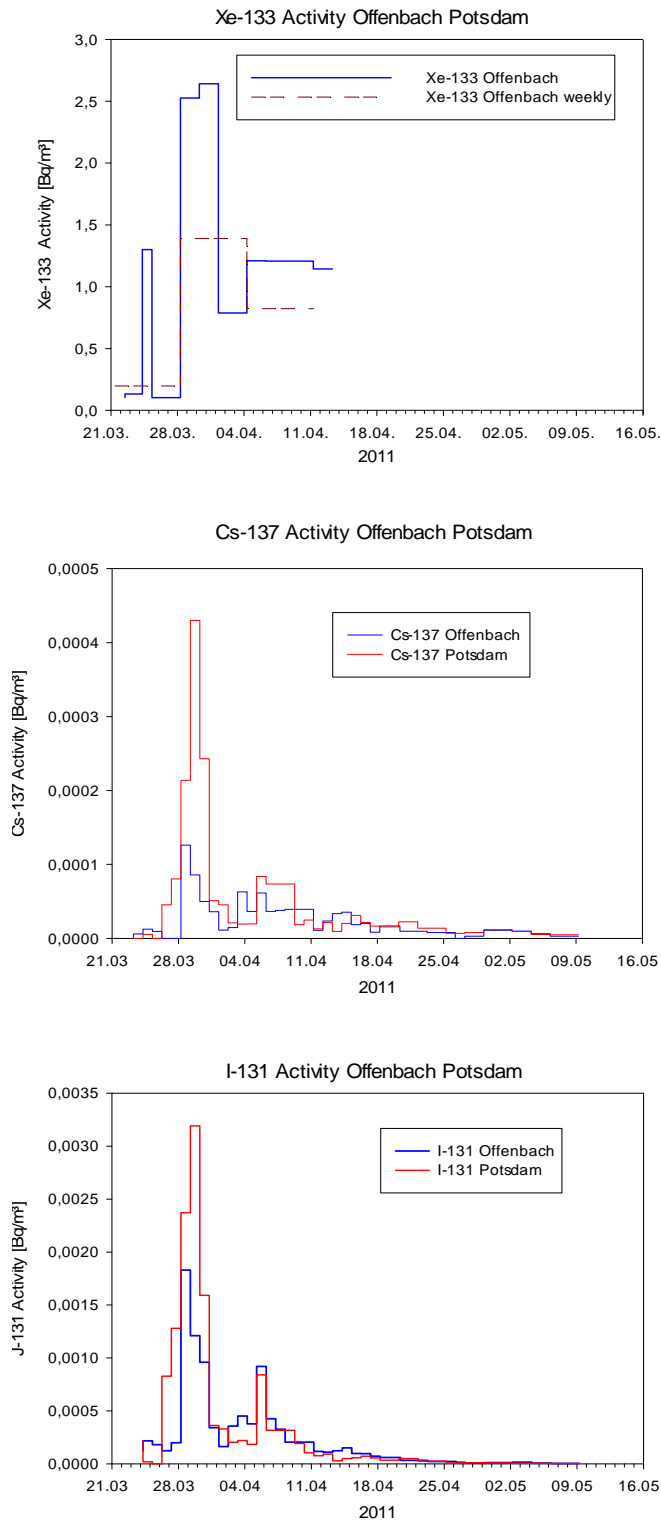


Abb. 5: Messergebnisse der nach dem Störfall in Fukushima freigesetzten Radionuklide I-131, Xe-133 und Cs-137

Abb. 5 zeigt die Messergebnisse im Vergleich für I-131, Xe-133 und Cs-137 im Zeitraum vom 21.3.2011 – 9.5.2011.

Bereits am 24.3.2011 zeigt ein Anstieg der Xe-133-Aktivität auf das ca. 500-fache des normalen Pegels ein deutliches Signal für die Ankunft der aus Fukushima verfrachteten Luftmassen. Zum

gleichen Zeitpunkt wurden an der Spurenmessstelle Potsdam Aktivitätskonzentrationen oberhalb der Nachweisgrenze für die aerosolgebundenen Radionuklide I-131 und Cs-137 festgestellt. Die Erhöhung der der Aktivitätskonzentrationen der aerosolgebundenen Radionuklide ist allerdings nicht so markant wie beim Xe-133, und lässt sich nur nach hoher Anreicherung auf einem Filter (Luftdurchsatz 1000 m³/h) nachweisen.

Die erste erkennbare Erhöhung der Aktivitätskonzentrationen der aerosolgebundenen Radionuklide tritt erst ab dem 27.3.2016 ein. Die I-131- und Cs-137-Aktivitätskonzentrationen werden durch Auswascheffekte der Aerosole während der Verfrachtung verringert, wogegen Xe-133 als Edelgas ungestört bleibt. Unterschiede der I-131- und Cs-137-Aktivitäten in Potsdam und Offenbach sind durch den Transportweg der Luftmassen zu erklären. [3]

3. Literaturverzeichnis

- [1] Allgemeine Verwaltungsvorschrift zum Integrierten Mess- und Informationssystem zur Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt (IMIS) nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz (AVV-IMIS) vom 13. Dezember 2006, BAnz. 244a vom 29.12.2006
- [2] T. Steinkopff, W. Dyck, G. Frank, S. Frenzel, J. Salvamoser: The measurement of radioactive noble gases by DWD in the frame of the Global Atmosphere Watch program of WMO, Applied Radiation and Isotopes, Low Level Radionuclide measurement techniques-ICRM, Volume 61, Issues 2-3, August/September 2004
- [3] [O. Masson, A. Baeza, J. Bieringer, K. Brudecki, S. Bucci, M. Cappai, F.P. Carvalho, O. Connan, C. Cosma, A. Dalheimer, G. Depuydt, L.E. De Geer, A. De Vismes, L. Gini, F. Groppi, K. Guðnason, R. Gurriaran, D. Hainz, Ó. Halldórsson, D. Hammond, K. Holý, Zs. Homoki, A. Ioannidou, K. Isajenko, C. Katzlberger, M. Kettunen, R. Kierepko, R. Kontro, P. J. M. Kwakman, M. Lecomte, A.-P. Leppänen, B. Lind, G. Lujanienė, P. McGinnity, C. Mc Mahon, H. Malá, S. Manenti, M. Manolopoulou, A. Mattila, A. Mairing, J. W. Mietelski, B. Møller, S.P. Nielsen, R. M. W. Overwater, S. E. Pálsson, C. Papastefanou, I. Penev, M. Pham, P. P. Povinec, H. Ramebäck, M.C. Reis, W. Ringer, A. Rodriguez, P. Rulík, P. R. J. Saey, V. Samsonov, C. Schlosser, G. Sgorbati, B. V. Silobritiene, C. Söderström, R. Sogni, L. Solier, M. Sonck, G. Steinhauser, T. Steinkopff, P. Steinmann, S. Stoulos, I. Sýkora, N. Tooloutalaie, L. Tositti, J. Tschiersch, A. Ugron, E. Vagena, A. Vargas, H. Wershofen, O. Zhukova: Tracking of airborne radionuclides from the damaged Fukushima Dai-ichi nuclear reactors by European networks, Environmental Science & Technology 08/2011; 45(18):7670-7

UNTERSUCHUNGEN ZUR RADIOCÄSIUMBELASTUNG VON SÄCHSISCHEM SCHWARZWILD

INVESTIGATIONS ON THE CONTAMINATION OF SAXONIAN WILD BOARS WITH RADIOCAESIUM

T. Heinrich¹⁾, A. Abraham¹⁾, W. Preuße^{1),2)}, J. Pianski¹⁾, M. Alisch-Mark¹⁾, S. Lange¹⁾

¹⁾Staatliche Betriebsgesellschaft für Umwelt und Landwirtschaft, Radebeul, Deutschland

²⁾jetzt Bundesamt für Strahlenschutz, Berlin, Deutschland

Zusammenfassung

Durch die Freisetzung radioaktiver Stoffe bei der Reaktorkatastrophe in Tschernobyl wurden auch Teile des heutigen Freistaates Sachsen kontaminiert. Auf der Grundlage vorhandener Bodenkartierungen und ergänzenden eigenen Bodenuntersuchungen konnten die Gebiete erhöhter, heute noch vorhandener Radiocäsiumbelastung genauer eingegrenzt werden. Parallel wurde in einer Zusammenarbeit mit der sächsischen Verwaltungsjagd ein Monitoring für Schwarz- und Rehwild durchgeführt. Es konnten für das Wildbret dieser Wildarten typische saisonale Kontaminationsverläufe ermittelt werden. Im Ergebnis der Untersuchungen konnte festgestellt werden, dass in Sachsen relevante Kontaminationen nur noch beim Schwarzwild nachweisbar waren. In Verbindung mit den Bodenkarten konnte ein Gebiet im Vogtland eingegrenzt werden, in dem saisonal gehäuft, aber auch ganzjährig mit Überschreitungen des von der EU empfohlenen Höchstwertes von 600 Bq/kg zu rechnen ist. In diesem Gebiet wurde eine Untersuchungspflicht angeordnet. Der Jäger kann die Untersuchung in Verbindung mit der Trichinenschau durchführen lassen. Die erforderliche Messtechnik und Messverfahren werden vom der örtlichen Lebensmittel-überwachungsbehörde betrieben und von Staatlichen Betriebsgesellschaft für Umwelt und Landwirtschaft qualitätsgesichert. Nach nunmehr vorliegenden mehrjährigen Messreihen wurde das Pflichtuntersuchungsgebiet angepasst und auch auf benachbarte Landkreise erweitert.

Summary

As a result of the Chernobyl fallout some parts of the free state of Saxony were contaminated with radioactive caesium. Based on published maps of the soil contamination and on additional investigations some regions of elevated contamination could be localized. Parallel to soil investigations a game monitoring to wild boars and roe deer was performed. For both types of game typical seasonal variations of contamination were found. In Saxony only the contamination of wild boars is important. In the south of the Vogtland a region was found, where in all seasons the recommended high value of 600 Bq/kg was exceeded in game. In this region the investigation on radiocaesium is now obligatory for wild boars. The hunter can combine this analysis with the analysis on trichina. After three years measurements the region for obligatory analysis was adapted and expanded to neighbouring counties

Schlüsselwörter Schwarzwild, Radiocäsium

Keywords wild boars, radiocaesium

1. Einleitung

Aufgrund vorangegangener Messprogramme in der Verwaltungsjagd des Staatsbetriebes Sachsenforst wurde festgestellt, dass es besonders im walddominierten Süden des Vogtlandkreises bei Schwarzwild zu Überschreitungen des Höchstwertes für Radiocäsium der Empfehlung 2003/274/Euratom der Kommission vom 14.04.2003 [1] kommen kann. Seit 01.09.2012 besteht daher dort eine Untersuchungspflicht für erlegtes Schwarzwild (siehe Abb. 1). Für Untersuchungen in den gemeinschaftlichen Jagdbezirken und Eigenjagdbezirken steht das Lebensmittelüberwachungs- und Veterinäramt des Vogtlandkreises in Oelsnitz (LÜVA), in den Verwaltungsjagdbezirken die Staatliche Betriebsgesellschaft für Umwelt und Landwirtschaft (BfUL) zur Verfügung.

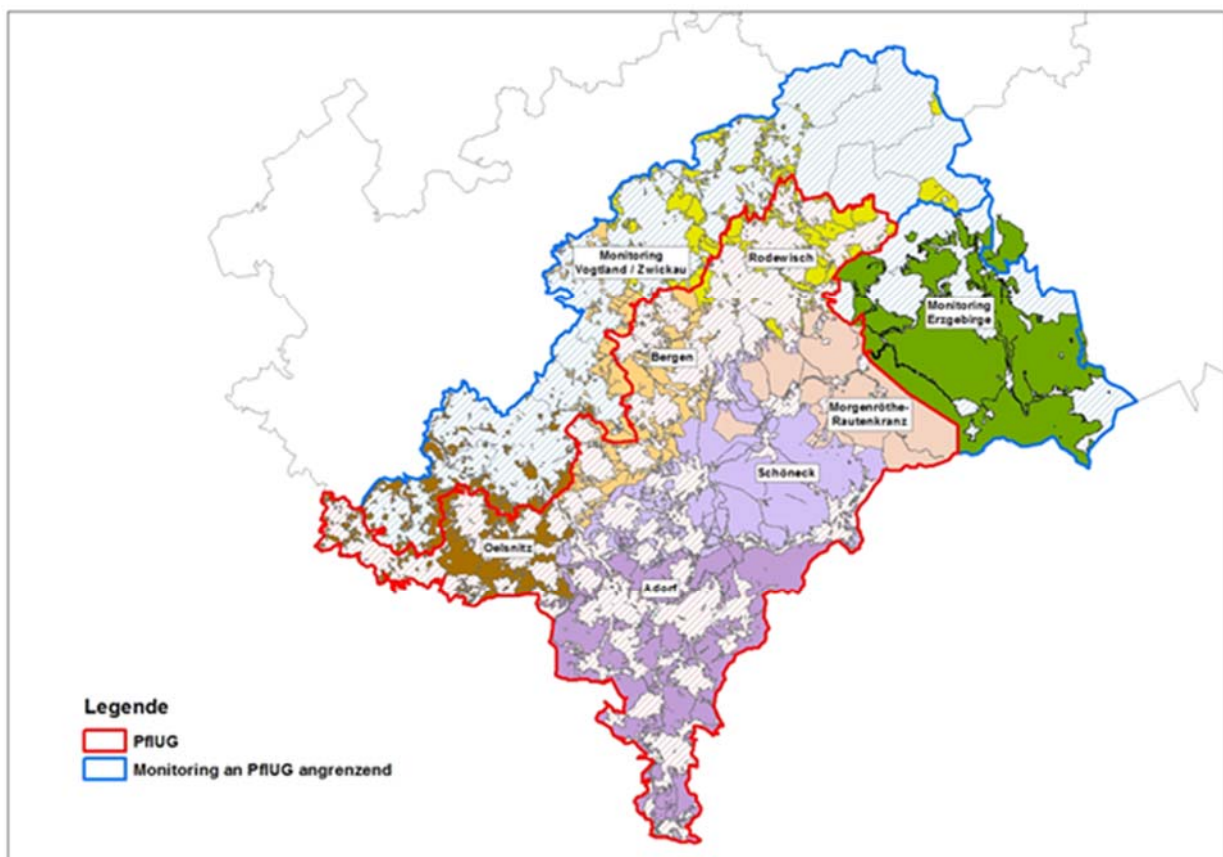


Abb. 1: Das Pflichtuntersuchungsgebiet (PflUG) im Süden des Vogtlandkreises (rot umrandet) und die angrenzenden Monitoringgebiete (blau).

Eine Auswertung der Messergebnisse des Zeitraums 01.09.2012 bis 31.08.2013 ergab, dass das PflUG im Wesentlichen richtig eingegrenzt ist. Es gab jedoch Hinweise, dass auch in angrenzenden Gebieten Häufungen von Höchstwertüberschreitungen nicht vollständig auszuschließen sind. Es wurde daher ab Dezember 2013 ein Monitoring in den angrenzenden Gemeinden im Vogtlandkreis, im Landkreis Zwickau und im Erzgebirgskreis eingerichtet.

2. Messtechnik und Vorgehen

In der BfUL werden die Proben mittels hochauflösender Gammaskpektrometrie (in einem akkreditierten Messverfahren MA E- γ -SPEKT-LEBM-01:1997-05 „Verfahren zur

gammasspektrometrischen Bestimmung von Radionukliden in Lebensmitteln“) analysiert. Dabei wird eine Nachweisgrenze von typischerweise weniger als 10 Bq/kg erreicht. Das LÜVA des Vogtlandkreises in Oelsnitz nützt hingegen ein vereinfachtes Messverfahren. Hierbei werden ca. 100 g Fleischprobe mittels eines so genannten Bq-Monitors untersucht. Die Untersuchungen im LÜVA werden durch die BfUL qualitätsgesichert. Die Nachweisgrenze des LÜVA beträgt mindestens 100 Bq/kg.

In die Untersuchungen gingen folgende Proben ein: aus dem PflUG stammende Proben wurden zeitnah nach dem Abschuss im LÜVA oder in der BfUL untersucht; in den so genannten Monitoringgebieten, die direkt an das PflUG angrenzen, wurden die Proben überwiegend gesammelt und zentral von der BfUL analysiert. Neben diesen Proben werden in mehreren Forstbezirken des Staatsbetriebes Sachsenforst pro Monat ca. zwei Schwarzwildproben zur Untersuchung an die BfUL gesandt. In den nachstehenden Tabellen und Darstellungen wird daher zwischen PflUG, Monitoring(gebieten) und sonstigen (Gebieten des Freistaates Sachsen) unterschieden

3. Ergebnisse

Die nachstehende Tabelle gibt einen Überblick über den gesamten Untersuchungsumfang im Zeitraum 2014/15 und die Entwicklung seit Einrichtung des PflUG im Jahr 2012. Die Zeiträume erstrecken sich dabei jeweils vom 01.09. bis zum 31.08. des Folgejahres.

Tab. 1: Untersuchte Schwarzwildproben in den Untersuchungszeiträumen seit 01.09.2012, getrennt nach Regionen.

Gebiet	Probenanzahl		
	2012/13	2013/14	2014/15
PflUG	752	664	863
Monitoring	29	325	375
Sonstige	9	82	86
Gesamter Untersuchungsumfang	790	1.071	1.324

Im Zeitraum 2014/15 hielten von den 863 Proben aus dem PflUG (etwas mehr als ein Stück/100 ha) 572 (ca. 66%) den Höchstwert ein. In den Vergleichszeiträumen 2012/13 und 2013/14 waren es 61% bzw. 75%. Aus dem Monitoringgebiet hielten von 375 Proben 313 (ca. 83%) den Höchstwert ein. Von den 86 Proben aus den sonstigen Gebieten hielten 81 (94%) den Höchstwert ein.

Die Abbildung 2 zeigt den Jahresverlauf der gefundenen Kontamination untersuchter Schwarzwildproben im PflUG vom 01. September 2012 bis 31. August 2015. Man sieht, dass die Höchstwertüberschreitungen vor allem im Winter (Monate Dezember bis Mai) gefunden wurden, ebenso die maximalen Messwerte. Im März hielten 23% aller Proben den Höchstwert ein. In den Vergleichszeiträumen 2012/13 und 2013/14 war ebenfalls der März der Monat mit der geringsten Wahrscheinlichkeit, den Höchstwert einzuhalten (2012/13: 24%; 2013/14: 54%). Ähnliche Zeitverläufe finden sich in verschiedenen Publikationen [2-5].

Die nachstehende Abbildung zeigt die jeweiligen Messergebnisse in der folgenden Art der Darstellung: Spannweite von kleinstem bis größtem Wert und die Spannweite innerhalb der 33% aller Messwerte liegen (33%- bis 66%-Quantil). Auf der Abszisse sind angegeben (von oben nach unten): Monat; Anzahl der Proben und Häufigkeit für „600 Bq/kg eingehalten“. Die rote Linie markiert den Höchstwert von 600 Bq/kg.

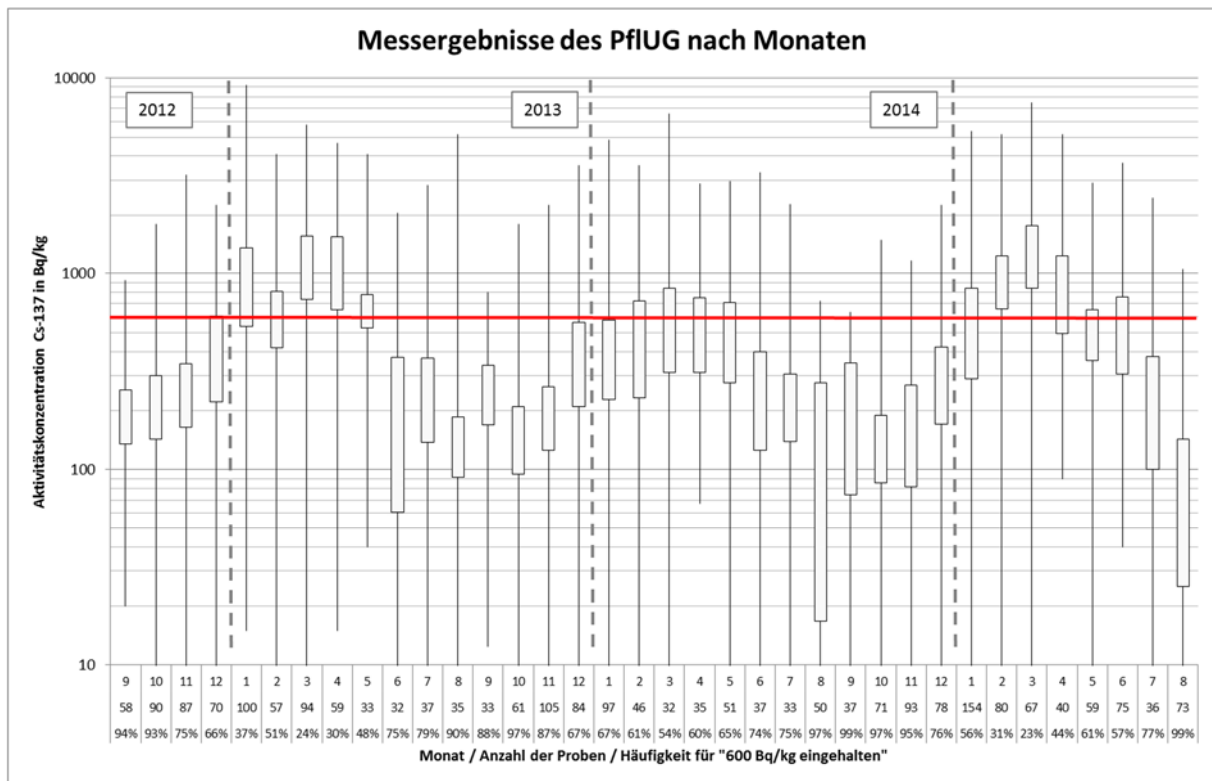


Abb. 2: Messergebnisse aus dem PflUG seit 01.09.2012.

In der nachstehenden Tabelle 2 sind Daten aus den Jahren 2012/13 und 2013/14 vergleichend angegeben, wobei im jetzigen Monitoringgebiet und im sonstigen Gebiet im Jahr 2012/13 zu wenig Proben untersucht wurden, um eine sinnvolle Differenzierung nach Jahreszeiten oder Monaten vornehmen zu können. Der Vergleichszeitraum 2012/13 ist in der Gesamtheit dem Berichtszeitraum 2014/15 ähnlich. Beide zeigen im Winter ausgeprägtere Maxima der gefundenen Aktivitätskonzentration als im Vergleichszeitraum 2013/14. Vermutlich ist dies durch die Witterungsverhältnisse verursacht. Eine genaue Ursache kann aber bisher nicht ermittelt werden.

Tab. 2: Untersuchte Schwarzwildproben in den Untersuchungszeiträumen seit 01.09.2012, getrennt nach Jahreszeiten.

Häufigkeit für „600 Bq/kg eingehalten“ (Maximaler Messwert im Zeitraum)	2012/13			2013/14			2014/15		
	Jahr	Winter (Dez-Mai)	Sommer (Jun-Nov)	Jahr	Winter (Dez-Mai)	Sommer (Jun-Nov)	Jahr	Winter (Dez-Mai)	Sommer (Jun-Nov)
PfIUG	61% (9.175)	41% (9.175)	85% (5.183)	75% (6.614)	64% (6.614)	87% (3.300)	66% (7.470)	50% (7.470)	87% (3.700)
Monitoring	84% (1.885)	-	-	89% (1.524)	88% (1.486)	90% (1.524)	83% (3.996)	77% (3.996)	93% (2.442)
Sonstige	100% (96)	-	-	98% (750)	94% (750)	100% (354)	94% (867)	92% (867)	97% (804)

Aufgrund von Hinweisen aus der Literatur, dass jüngeres Wild wegen der höheren Nahrungsaufnahme im Vergleich zu ihrem Körpergewicht eine höhere Kontamination aufweist, wurden die Messergebnisse nach Altersklassen getrennt ausgewertet. Es wurden hierzu nur die Daten aus dem PfIUG herangezogen, bei denen auch eine eindeutige Altersklasse erfasst war. Jüngeres Wild ist über das Jahr gemittelt höher belastet als das ältere Wild der Altersklasse 2 (ab zwei Jahre). Während über alle Altersklassen 66% der Jagdstrecke den Höchstwert einhalten, wird in der Altersklasse 2 der Höchstwert von 85% der Jagdstrecke eingehalten. Allerdings umfassen die Altersklassen 0 und 1 mit zusammen 569 Stück ca. 89% der untersuchten Strecke. Eine nach Winter (Monate Dezember bis Mai) und Sommer (Monate Juni bis November) differenzierte Auswertung ergibt eine stärkere Ausprägung im Winter. Ähnliche Daten befinden sich auch in [3-5].

4. Schlussfolgerungen und weiteres Vorgehen

In den Monaten Dezember bis einschließlich Mai (Winter) hielt im PfIUG ca. eine von zwei der untersuchten Schwarzwildproben den Höchstwert ein. Außerhalb dieser Zeit (Sommer) waren es dagegen durchschnittlich sechs von sieben Proben. Damit hielten insgesamt prozentual ähnlich viele Proben den Höchstwert ein wie im Vergleichszeitraum 2012/13 und weniger als im Vorjahreszeitraum. Die untersuchte Jagdstrecke im PfIUG bestand zu 89% aus den Altersklassen 0 und 1. Diese sind durchschnittlich höher belastet als das ältere Wild der Altersklasse 2 (ab zwei Jahre). Dies entspricht den Ergebnissen des Vorjahres.

Die Probendaten aus dem Monitoring zeigen niedrigere Überschreitungswahrscheinlichkeiten und etwas niedrigere Maximalwerte als im PfIUG. Die untersuchten Daten aus dem sonstigen Gebiet sind nochmals niedriger als im Monitoringgebiet.

Im Ergebnis der Untersuchungen in den Monitoringgebieten wurde das bisherige PfIUG um diese Gebiete nach Klärung und Schaffung der organisatorischen und technischen Voraussetzungen zum 01. Juli 2016 erweitert. Ein neues Monitoringgebiet wird um das erweiterte PfIUG nicht ausgewiesen, da die Daten von Proben außerhalb des PfIUG bzw. der Monitoringgebiete keine Hinweise auf relevante Höchstwertüberschreitungen ergeben haben. Das Messprogramm „Verwaltungsjagd“ sichert hier zudem einen laufenden Datenbestand ab. Darüber hinaus können bei Interesse die LÜVÄ im Rahmen einer Amtshilfevereinbarung zwischen BfUL und der Landesuntersuchungsanstalt für das Gesundheits- und Veterinärwesen

Sachsen auch Schwarzwildproben aus anderen Regionen Sachsens bei der BfUL untersuchen lassen.



Abb. 3: Das neu ausgewiesene PflUG seit 01.07.2016.

5. Literaturverzeichnis

- [1] T. Heinrich, A. Abraham, R. Weber, UNTERSUCHUNGEN ZUR CÄSIUM-KONTAMINATION SÄCHSISCHER BÖDEN, Schriftenreihe Fachgespräch Überwachung der Umweltradioaktivität, 15.Fachgespräch in Bremen, 5.-7.3.2013, S. 42 http://www.bmub.bund.de/fileadmin/Daten_BMU/Download_PDF/Strahlenschutz/umw/eltradioaktivitaet_tagungsband_15_fachgesprach_bf.pdf
- [2] E. Klemm et.al., Datenerhebung zur Radiocäsium-Kontamination im Jahr 2005; FH Ravensburg-Weingarten (Land Baden-Württemberg)
- [3] U. Fielitz, Untersuchungen zum Verhalten von Radiocäsium in Wildschweinen und anderen Biomedien des Waldes; Forschungsvorhaben StSch 4324 (BMU)
- [4] H. Hecht, Radiocäsiumgehalte des Schwarzwildbretes speziell im Gebiet des Bayerischen Waldes. Abschlußbericht zum Forschungsvorhaben. Bundesanstalt für Fleischforschung, Kulmbach (Freistaat Bayern)
- [5] Forschungsreport 1/2001 des Senats der Bundesforschungsanstalten.

DAUERHAFTES MONITORING DER RADIONUKLIDE IN UMGEBUNG VON SALASPILS KERNREAKTOR

LONGTIME RADIONUCLIDE MONITORING IN THE VICINITY OF SALASPILS NUCLEAR REACTOR

D. Riekstina¹⁾, J. Berzins¹⁾, T. Krasta¹⁾, O. Skrypnik²⁾, J. Alksnis²⁾

¹⁾Institute of Solid State Physics, University of Latvia, Latvia

²⁾Institute of Chemical Physics, University of Latvia, Latvia

Zusammenfassung

Der Kernforschungsreaktor in Salaspils wurde im 1998 stillgelegt. Der Reaktor zur Zeit ist teilweise demontiert und sein Territorium wird als Zwischenlager für radioaktive Abfälle und Wasser benutzt. Die Umgebungsüberwachung für künstliche Radionukliden in die Gegend neben der Salaspils Kernreaktor wird seit 1990 durchgeführt. Die Daten umfassen das Cs-137 Konzentration im Boden, das Tritium Konzentration im Grundwasser, und auch die H-3, Cs-137, Co-60 Konzentrationen und die volle Beta-aktivität von Kernreaktors Abwassern. Durch reguläre Überwachung wurde in Dezember 2014 das Durchsickern aus dem Specialabwasserbehälter festgestellt und so die Verseuchung von Grundwassern außer des Kernreaktors Territorium zu vermeiden.

Summary

The research nuclear reactor in Salaspils was decommissioned in 1998. Now reactor is partially dismantled and its territory is used as a temporary storage of radioactivity contaminated materials and water. Environment radioactivity monitoring for presence of artificial radionuclides in the vicinity of Salaspils nuclear reactor is carried out since 1990. Data include Cs-137 concentration in soils, tritium concentration in ground water, as well as H-3, Cs-137, Co-60 concentration and gross beta-activity of reactors sewage and rainwater drainage. The systematic monitoring allowed to detect in December 2014 a leakage from the special wastewater basin and so to prevent a pollution of ground water outside reactors territory.

Schlüsselwörter Kernreaktor, künstliche Radionukliden: Cs-137, Co-60, H-3, Beta-aktivität, Umgebungsradioaktivitätsüberwachung

Keywords Nuclear reactor, artificial radionuclides: Cs-137, Co-60, H-3, beta-activity, environment radioactivity monitoring

1. Introduction

The now decommissioned Salaspils nuclear research reactor (SNR) near Riga was in operation from 1961 to 1998. Within time lapse, nuclear reactors first circuit water contains the products of neutron activation of micro impurities (mostly Co-60), the radioactive substances of metal coating corrosion, and also the nuclear fuel fission products (mostly Cs-137). The last ones diffuse in the water through micro splits of the fuel ambient shells. The use of beryllium (Be) cassettes for neutron reflection in the reactor core resulted in the production of tritium (H-3) which has leaked into basin water and further from the first circuit water in the environment.

Therefore, one cannot exclude a pollution of the closest surrounding territory with artificial radionuclides.

Monitoring of gamma- and beta-ray emitting radionuclide activity in the ground waters around SNR was started in 1990. Tritium monitoring of ground waters is performed since 1997. Cs-137 monitoring of soils in the three kilometer radius area around SNR is carried out since 1998. The aim of presented work is to provide an assessment of the accumulation and migration of artificial radionuclides: Cs-137, Co-60, and H-3 in the soil and ground waters in the vicinity of SNR. Part of obtained results have been presented earlier in [1-3] and published in [4].

2. Sampling and measurement methods

For the regular monitoring of Cs-137 activity in soils of the three kilometer zone around SNR, five fixed checkpoints have been selected (3 points inside, and 2 points outside the SNR territory). Each sampling point had an area of 1 m². Every year in August-September, 5 samples (sample size – 8 cm x 8 cm) were taken at each checkpoint from the upper soil layer (0-5 cm) and mixed. Then, samples were dried at 105 °C to attain constant weight, homogenized, filled into 1 l Marinelli beakers and weighted. Radionuclide concentration measurements have been performed with the high resolution HPGe gamma-ray spectrometer Canberra with the Genie™ 2000 software system [5]. The uncertainty of measurement results was within the range of 3-10 %, the minimal detectable activity (MDA) – 0.3 Bq/kg.

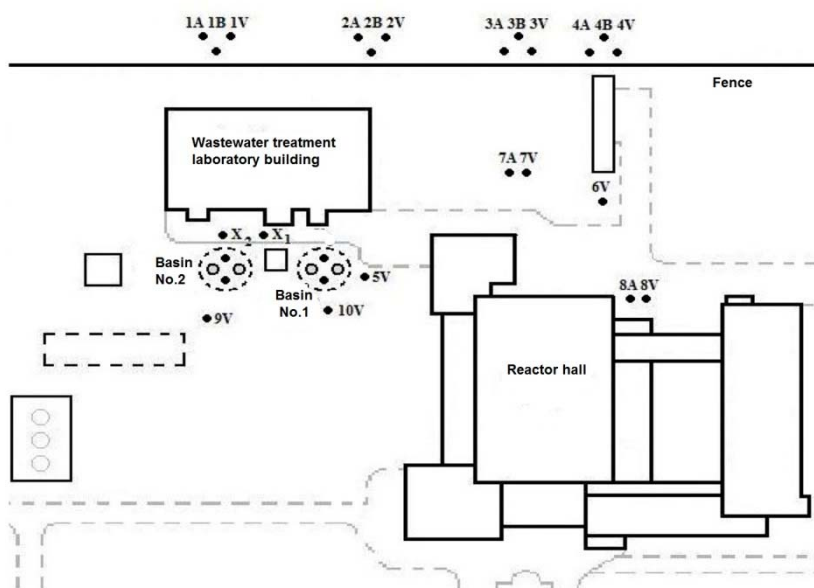


Fig. 1: Location of control wells in the territory of SNR

In order to monitor radionuclide concentration in the ground water around SNR, control wells were made at distances ca. 5 to 200 m from the reactor tank and special sewage basins (see Fig.1). Ten wells are located inside SNR territory, and twelve wells – on the main ground water streams outside the reactor fence. The control wells are numbered and grouped as follows: type A wells are 3 m deep and end in a sand layer; type B wells are 4.3 m deep and ends in a clay layer; type V wells are 9.2 m deep and end in a limestone layer. At the time of partial

dismantling of reactor's systems, two additional control wells were made near the SNR sewage storage basins: X1 – 4 m deep, and X2 – 6 m deep.

In order to determine gross beta-activities, the collected 1 l samples of ground water and/or sewage were evaporated. Measurements have been performed using the calibrated Tennelec-Solo device. Tritium activity of water samples has been determined with the liquid scintillation spectrometer (Packard TRI-CARB 2100 or Hidex 300 SL). Collected samples were distilled and then mixed with a scintillation cocktail (OptiPhase “HiSafe”3) in a polyethylene vial. The optimal mixing ratio was 8 ml of distillate, and 12 ml of scintillation cocktail. Measurement time was up to 12 hours or until statistical uncertainty less than 2 % was achieved. For this counting time, MDA was 4 Bq/l.

3. Results of Cs-137 monitoring in soils of the SNR three kilometer zone

Measurements of radioactivity in the soil samples of the three kilometer zone around SNR established only presence of Cs-137, as well as natural radionuclides: K-40, and decay products of Th-232 and U-238 chains [1]. It has been found that concentration of Cs-137 differs significantly in the adjacent places. These variations can be explained as due to different sorption of Cs-137 in various soil types [6], and due to location of the checkpoint (grassland, plough land, coniferous or leafy forest, etc.). Activity of Cs-137 in the grassland and plough land samples was from 0.3 up to 26 Bq/kg. In forest, the activity of Cs-137 was from 38 to 227 Bq/kg. The maximal Cs-137 activity in the SNR territory – 227 Bq/kg was found in the pine forest. The average Cs-137 activity from the global fallout (including Chernobyl) in the Latvian soil was determined at 140 Bq/kg [7], and the maximal Cs-137 activity - between 150 and 950 Bq/kg [8]. Therefore, the Cs-137 activity level in the SNR territory is below the contamination values established in Latvian soils.

Fig. 2 presents the maximal activity of Cs-137 in the vicinity of SNR for each year starting with 2003. The observed variations of Cs-137 activity depend on the soil material (clay, sand, or peat), and the location of sampling point (forest or grassland).

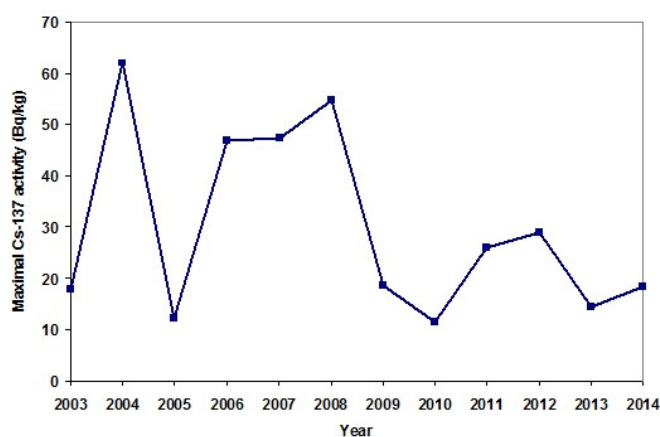


Fig. 2: Maximal annual concentration of Cs-137 activity in soils of the SNR 3 km zone

4. Results of the ground and sewage water monitoring in the vicinity of SNR

Water of the SNR territory have been monitored for tritium and gross beta activity. The obtained results displayed considerable variations in dependence from the well location. Seasonal variations related with the amount of precipitations have been established as well.

On Fig. 3, one can see characteristic results of tritium activity measurements in ground water of the SNR territory. The well 2B (see Fig. 1) is 4.3 m deep in the clay level and located on the ground water stream outside the reactor's fence. The well 10V is 9.2 m deep in the limestone level close to the SNR wastewater basin No.1. The distance between wells 2B and 10V is ~50 m. We compare data for ground water samples taken in October of each year. The established seasonal variations of tritium concentration related with the amount of precipitations are within 20 % limits. The increased tritium concentration in the well 10V in years 2003-2004 can be explained by the washing out of tritium from the gypsum caverns due to meteorological conditions.

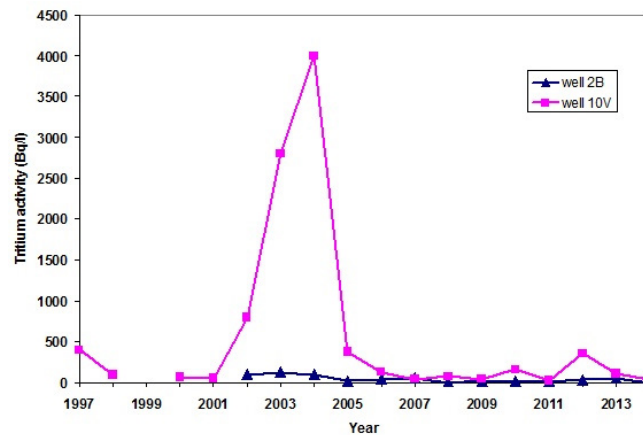


Fig. 3: Tritium activity concentration in control wells 2B and 10V

The gross beta activity in the ground water of SNR has varied in the ranges from 0.05 to 0.35 Bq/l which is below the 1 Bq/l level for water allowed by regulations [9]. The gross beta activity of water from the SNR sewage and rainwater drainage systems (Fig. 4) displays correlation with the reactor operation (1994-1998) and the partial dismantling of reactor systems (2007-2009). The gross beta activity in 1998 was smaller because of reactor shutdown in June. Average annual concentration of gross beta radioactivity in the rainwater drainage is 0.74 Bq/l, and in the sewage - 1.2 Bq/l, with the correlation coefficient 0.4.

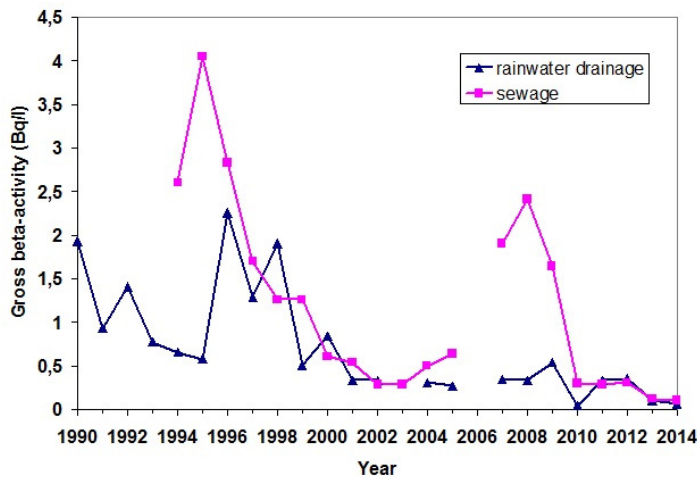


Fig.4: Average annual concentration of gross beta radioactivity in the SNR wastewater

In December 2014, a high activity concentration ($\sim 5 \cdot 10^3$ Bq/l) of tritium has been discovered in the control wells X1, and X2 (see Fig. 1) near the special sewage water storage basins containing 101.2 m^3 of contaminated water with activity ~ 500 Bq/kg of Cs-137, ~ 1 Bq/kg of Co-60, and $\sim 3 \cdot 10^5$ Bq/l of H-3. The cause of this incident was a water leakage due to corrosion of basin's metal walls. The contaminated water and sludge from the sewage basins No.1, and No.2 have been removed, filled into double layer containers, and stored. Both sewage basins were deactivated. Then, the seams of metal tanks in sewage basins No.1, and No.2 were verified and all detected cracks were welded.

Systematic radionuclide activity control of water has been carried out during all stages of deactivation and repair works. The monitoring of ground waters during the incident presented following results. Maximal Cs-137 and H-3 activities were found in wells X1, and X2 which are closest to the basins: 2.8 and 12.9 Bq/kg of Cs-137, and $3.88 \cdot 10^4$ and $9.53 \cdot 10^4$ Bq/l of tritium, correspondingly. The activity of Co-60 in ground water was below the MDA. Fig. 5 presents variations of tritium activity in control wells X1 and X2 during the incident and emergency works. The maximal Cs-137 activity has been detected in the well X2 in the middle of March, 2015 when basins were deactivated.

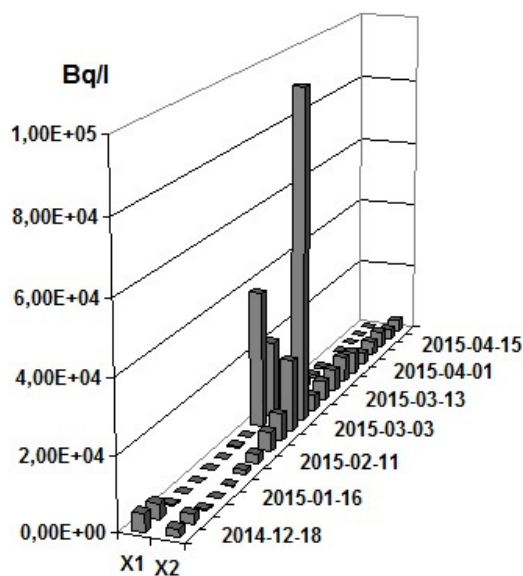


Fig. 5: Tritium activity concentration of water in control wells X1 and X2 during the leakage incident

Activity of ground water in other control wells of the SNR territory was much lower: the maximal tritium activity level ~600 Bq/l was observed in the well 5V. Measurements carried out after the incident have shown that tritium content in wells outside the reactor fence are below limits allowed for drinking water.

5. Conclusions

1. The results of Cs-137 monitoring in soils show that the activity varies in different places of the SNR territory. However, it doesn't exceed the average global Cs-137 fallout level value in Latvian territory (~140 Bq/kg).
2. Measurements of tritium activity show variation within a wide range (5 – 8000 Bq/l) for particular years. Seasonal changes of activity were established as well. The activity concentration of tritium in the wells outside the SNR territory was below the level permitted for drinking water in Latvia (100 Bq/l).
3. The determined gross beta activity level in the ground water of the SNR territory was below 0.35 Bq/l which is within limits permitted by regulations.
4. The performed monitoring enabled to establish timely the emergency situation related with the water leakage from the storage basin and to ensure the elimination of possible large scale environmental pollution.

6. References

- [1] J. Berzins, D. Riekstina, O. Veveris, J. Malnacs. Radiation control of some contaminated territory of Latvia. In *Leben mit Strahlung – von den Grundlagen zur Praxis*. 6. Gemeinsame Tagung der Österreichischen Verbundes für Strahlenschutz ÖVS und der Deutsch/Schweizerischen Fachverbandes für Strahlenschutz FS mit Workshop der Österreichischen Gessellschaft für Medizinische Physik ÖGMP. 41. Jahrestagung der FS. 21-25 September 2009, Alpbach, Tirol. TÜV Media GmbH, TÜV Rheinland Group, Köln, 2009, pp. 182-187.

- [2] D. Riekstina, J. Berzins, T. Krasta, O. Skrypnik, J. Rudzitis, J. Alksnis, Assessment of Radionuclides in Environment in Latvia. Proc. of the 3th Int. Conf. on Radiation and Appl. in various Fields of Research, June 8-12, 2015, Budva, Montenegro, pp. 375 -380.
- [3] D. Riekstina, J. Berzins, T. Krasta, J. Rudzitis. Results of the radionuclide monitoring in the vicinity of Salaspils nuclear reactor (1997-2015). Book of Abstract: 8th Dresden Symposium "Hazards – Detection & Management", August 31 - September 04, 2015, Dresden, Germany, p.10.
- [4] D. Riekstina, J. Berzins, T. Krasta, G. Kizane, J. Rudzitis. Impact of the former Salaspils nuclear reactor of the surrounding territory. Latvian Journal of Physics and Technical Sciences, vol.3, 2016, pp.67-76.
- [5] Canberra Industries. GENIE-2000. Basic Spectroscopy (Standalone) VI.2A Copyright ©, 1997.
- [6] S. Stauton, M. Raunband. (1997). Adsorption of Cs-137 on montmorillonite and illite: effect of charge compensating cation, ionic strength, concentration of Cs, K and fulvic acid. Clay and clay minerals, vol. 45(2), 1997, pp. 251-260.
- [7] K. Rissanen, J. Ylipieti, R. Salminen, K. That, A. Giliucis, V. Gregorauskiene., V. . Cs-137 concentrations in the uppermost humus layer in the Baltic countries in 2003. INIS 36(47), Ref.No. 36109090. IAEA, 2005.
- [8] O. Veveris, D. Riekstina, I. Taure, A. Skujina. Forest ecosystem as accumulator of radionuclides. Ecology, vol. 2, 2003, pp. 53-55.
- [9] Latvian Cabinet of Ministers. Regulation of protection against ionizing radiation. Regulations No.149, adopted 09.04.2002 with amendments No.629 of 04.11.2003. Riga.

EINFLUßFAKTOREN ZUM WANDERUNGSVERHALTEN VON CS-137 UND SR-90 IN BÖDEN SOWIE DEREN TRANSFER IN PFLANZEN

R. Bechtler¹⁾, S. Schnepf¹⁾

¹⁾Landesanstalt für Umwelt, Messungen und Naturschutz Baden-Württemberg LUBW, Karlsruhe, Deutschland

Nach Störfällen und der Verteilung von Radionukliden in der Umwelt sind die beiden Nuklide Cs-137 und Sr-90 radioökologisch von besonderem Interesse. Deren Vorhandensein im Boden in stark schwankenden Verhältnissen ist ein oft zu beobachtender Sachverhalt. Dabei stellt sich die Frage, welche Einflussfaktoren dafür verantwortlich sind. Nach der Ablagerung auf dem Boden in einem radiologischen Ereignisfall ist langfristig vor allem von Interesse, durch welche Maßnahmen der Transfer in Pflanzen reduziert und damit der Einfluss auf den Menschen vermindert werden kann. Anhand von eigenen Untersuchungen an landwirtschaftlichen Nutzflächen und unberührtem Weideland und durch eine zusammenfassende Literaturstudie wird im Rahmen dieses Vortrages versucht einen Überblick zu den Einflussfaktoren der Mobilisierung von Cs-137 und Sr-90 in Böden, sowie Sedimenten zu geben. Hierbei wird besonders eingegangen auf den Einfluss von PH-Wert, TOC-Wert, dem Gehalt an Tonmineralien, der generellen mineralischen Zusammensetzung und dem Grad der Düngung des Bodens. Auch wird anhand von detaillierten Ergebnissen von unberührten Weideböden gezeigt inwieweit die Cs-137 / Sr-90 - Verhältnisse schwanken können, bedingt durch eine unterschiedliche Zusammensetzung und „Bewirtschaftung“ der Böden. Auch wird beschrieben, welche Faktoren die teilweise sehr unterschiedliche Tiefenverteilung beider Nuklide hervorrufen können, wodurch der langfristige Transfer in die Pflanzen erheblich beeinflusst wird. Ein Vergleich der tatsächlichen Aktivitätsgehalte von Cs-137 in Böden (Bq/m^2) mit einer teilweise sehr unterschiedlichen vertikalen Verteilung, mit den entsprechenden In-Situ-Messungen vor Ort mit konstanten mathematischen Modellannahmen soll zeigen, welche erheblichen Unterschiede in mehreren Vielfachen beobachtet werden können.

RADON-222 UND BERYLLIUM-7 ALS NATÜRLICHE TRACER

RADON-222 AND BERYLLIUM-7 AS NATURAL TRACER

G. Frank¹⁾, J. Salvamoser²⁾, T. Steinkopff¹⁾

¹⁾Deutscher Wetterdienst, Radioaktivitätsüberwachung, Offenbach, Deutschland

²⁾Institut für Angewandte Isotopen-, Gas- und Umweltuntersuchungen (IGU), Wörthsee, Deutschland

Zusammenfassung

Das Global Atmosphere Watch (GAW)-Programm dient dazu, den Einfluss der anthropogenen Emissionen auf die Atmosphäre weltweit zu untersuchen und zu bestimmen, sowie die Daten kontinuierlich der Fachwelt in dem „World Data Centre for Greenhouse Gases“ (Weltdatenzentrum für Treibhausgase) der WMO zur Verfügung zu stellen [1].

Zur Untersuchung der atmosphärischen Transportvorgänge werden in der Umweltforschungsstation Schneefernerhaus (2650 m) und auf der Zugspitze (2962 m) vom Deutschen Wetterdienst (DWD) die natürlichen Radionuklide Rn-222, Be-7, Pb-210, Pb-214, Bi-214 quasikontinuierlich gemessen. Die Messungen liefern in Kombination mit meteorologischen Daten eine Datenbasis zur Klassifizierung von Luftmassen und eine Ergänzung für Verdünnungs- und Ausbreitungsrechnungen gasförmiger und aerosolgebundener Spurenstoffe.

Aufgezeigt werden hier die Optimierung und die Auswirkung der neuen Probeentnahmestelle zur Bestimmung der Rn-222-Aktivitätskonzentration auf der Zugspitze.

Die Messergebnisse der Rn-222- und der Be-7-Konzentrationen werden im Zusammenhang mit der horizontalen und vertikalen Durchmischung der Luftmassen dargestellt.

Die Herkunft der natürlichen Radionuklide Rn-222 und Be-7 ist bekannt, daher eignen sich diese hervorragend dazu, atmosphärische Transportprozesse zu untersuchen. Da beim Rn-222 keine nennenswerte Beeinflussung durch atmosphärische Prozesse (chemische Prozesse, Auswaschung) erfolgt, ist Rn-222 ein idealer Tracer.

Summary

The Global Atmosphere Watch Program (GAW) is intended to analyse worldwide the influence of anthropogenic emissions to the atmosphere. Data are continuously transferred to the „World Data Centre for Green House Gases“ of the WMO [1].

For the study of atmospheric transports the natural radionuclides Rn-222, Be-7, Pb-210, Pb-214 and Bi-214 are continuously measured at the Umweltforschungsstation Schneefernerhaus (2650 m) and at the Zugspitze (2962m) by the Deutscher Wetterdienst (DWD, German Weather Service). The measurements support the classification of atmospheric transport, atmospheric dilution and dispersion models of gaseous and aerosol bond micro pollutants. Results are carried out in combination with meteorological data.

It is shown the optimization and effect of a new sampling site for the measurement of Rn-222 activity at the Zugspitze.

Results of Rn-222 and Be-7 concentrations are shown in relation to horizontal and vertical dispersion of air masses.

The origin of natural Rn-222 and Be-7 are known, therefore both nuclides are well suited for the research of atmospheric transport. Rn-222 is an ideal tracer, because there is no influence by atmospheric processes (chemical processes, wash out effects).

Schlüsselwörter Radon-222, Be-7, Alphaspektrometrie, Global Atmosphere Watch Program
Keywords Radon-222, Be-7, alpha spectrometry, Global Atmosphere Watch program

1. Beschreibung des Radon-Messverfahrens

Die Messung von Rn-222 wird mit einer Zeitauflösung von 2 h betrieben. Es wird dabei eine Nachweisgrenze von $< 50 \text{ mBq/m}^3$ erreicht. Die Funktionsweise des Messsystems beruht auf der elektrostatischen Abscheidung der Rn-222-Töchter Po-218 und Po-214. Abb. 1 zeigt das Prinzip der Probeentnahme, Probenvorbehandlung und der Messung [2, 3].

Die Luft wird durch ein Aerosolfilter gesaugt und damit die am Aerosol gebundenen Radonfolgeprodukte abgetrennt. Über Kühler und Peltier-Elemente wird der in der Probenluft enthaltene Wasserdampf entfernt, wodurch konstante Messbedingungen erreicht werden.

Ein zweiter Aerosolfilter trennt die in der Zwischenzeit neu entstandenen Radonfolgeprodukte ab, so dass sichergestellt werden kann, dass nur gasförmiges Rn-222 mit einem Durchfluss von $2 - 10 \text{ L} \cdot \text{min}^{-1}$ in die Messkammer ($V=270 \text{ L}$) geleitet wird.

Das, nach dem Radonzerfall, positiv geladene Radonzerfallsprodukt Po-218 wird in einem starken elektrischen Feld (Spannung von 30 kV zwischen Detektorkammer und Oberfläche des Detektors) auf der Detektoroberfläche abgeschieden. Gemessen wird dann der Alphazerfall des Po-218. Das, nach dem Zerfall von Po-218, entstandene Po-214 wird analog bestimmt.

Die alphaspektrometrische Analyse erlaubt die getrennte Bestimmung von Po-218 und Po-214. Die Auswertung der Spektren erfolgt über einen Vielkanalanalysator mit kommerziell erhältlicher Software. Die Energiekalibrierung wird mittels eines Alpha-Aktivitätsnormals mit mehreren Radionukliden regelmäßig überprüft. Das Gesamtsystem wird mit Rn-222 aus einer zertifizierten Ra-226-Quelle (Rn-222-Quelle) kalibriert. Für die Berechnung werden nur die Daten des Po-218 herangezogen.

Das Messsystem befindet sich seit ca. 5 Jahren im automatischen Betrieb.

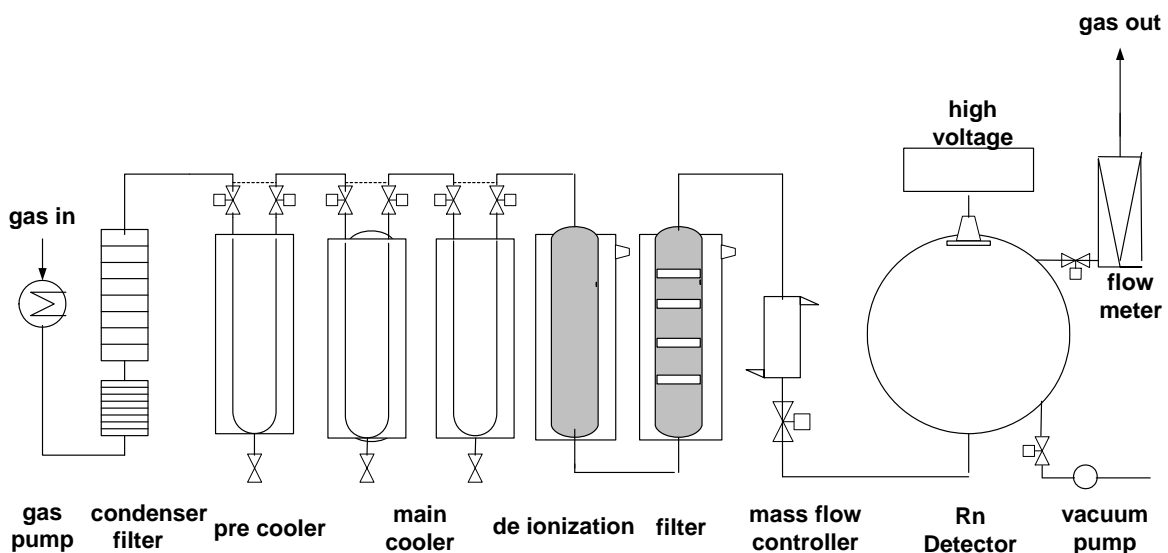


Abb. 1: Schematische Darstellung des Radonmessverfahrens

2. Optimierung und Ergänzung des neuen Probeentnahmestandortes

Langzeitmessungen zeigten wiederholt leichte erhöhte Messwerte, die auf lokale Einflüsse zurückgeführt werden konnten. Am Entnahmeort war zudem keine freie Anströmung

gewährleistet, da diese sich zu diesem Zeitpunkt auf der Terrasse im 7. OG des Schneefernerhauses befand.

Durch jahreszeitlich bedingte, immer wiederkehrende Störungen werden Aussagen über den atmosphärischen Transport von Radon erschwert. Um optimale Voraussetzungen für das GAW Programm zu erreichen, wurde die Probeentnahme für Radon-222 auf den Zugspitzkamm verlegt, einem ungestört von lokalen Einflüssen frei umströmten Standort.

Mit einem integrierten Konzept, das Vergleichsmessungen von Radon-222 durch den Deutschen Wetterdienst (auf dem Zugspitzkamm) und durch das Umweltbundesamt (am Schneefernerhaus, 7. OG) kombiniert, wird die Zuverlässigkeit und Repräsentativität der Messungen im Schneefernerhaus gewährleistet.

Nach aufwändiger, von Spezialisten der Firma IGU in Kooperation mit der Betriebsgesellschaft Umweltforschungsstation GmbH durchgeführter Planung, konnte in einem kleinen Zeitfenster ohne Schneebedeckung die Installation der 270 m langen Ansaugleitung vom Schneefernerhaus zum Zugspitzkamm vorgenommen werden.

Die Materialauswahl und Materialprüfung erfolgte in Hinblick auf Hochgebirgstauglichkeit, Steinschlag, Eis und Schneedruck, UV-Strahlung, Winddruck, Blitzschutz und Gewicht der Komponenten wegen der erschwerten Montagebedingungen.

Ein Edelstahlwellrohr mit Teflon Dichtungen sowie einem witterungsbeständigem Edelstahl für die Verschraubungen und das Probeentnahmerohr wurden nach eingehender Prüfung als geeignet betrachtet. Durch regelmäßige Wartung und Dichtheitsprüfung der einzelnen Komponenten (Kontrollelektronik, Durchflussmesser, Differenzdruckkontrolle, Ansaugpumpe der Ringleitung) wird sichergestellt, dass bei einer Strömungsgeschwindigkeit von $2,4 \text{ m s}^{-1}$ die Probeentnahme laminar erfolgt.

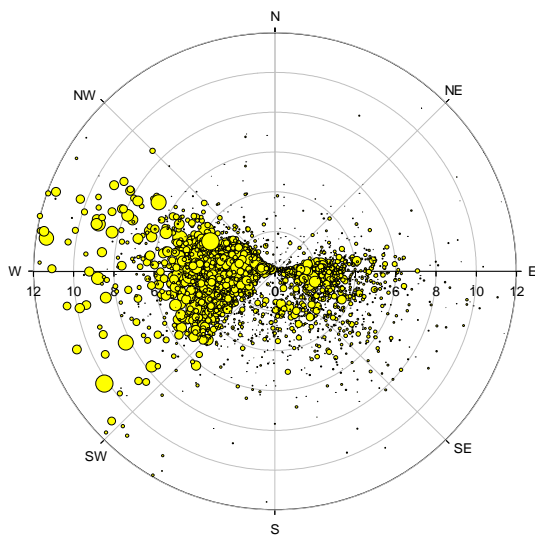


Abb. 2: Rn-222-Konzentration in Abhängigkeit der Windrichtung, 7. OG Schneefernerhaus 2013

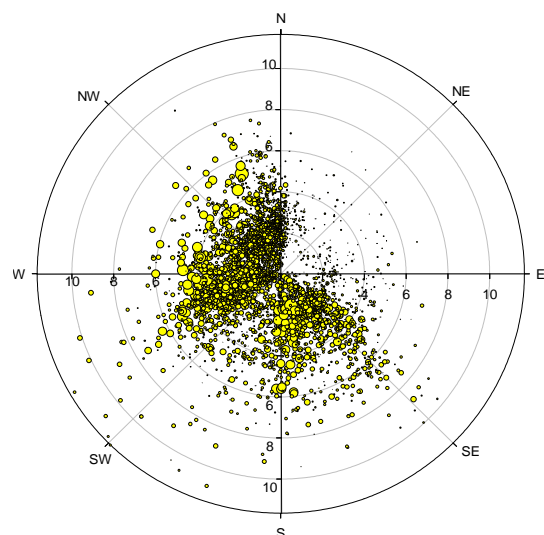


Abb. 3: Rn-222-Konzentration in Abhängigkeit der Windrichtung, Zugspitzkamm 2015

Abb. 2 und Abb. 3 zeigen deutlich die veränderte Windsituation und Rn-222-Konzentration durch die neue Entnahmeleitung. Zu beachten ist die Größe der Datenpunkte, die zur Windgeschwindigkeit korreliert ist.

3. Korrelation der Radonmessungen mit meteorologischen Bedingungen

Die bekannten, tageszeitlich periodischen Verläufe der Rn-222-Konzentration der bodennahen Luft in Garmisch, sind auf der Zugspitze nicht mehr erkennbar (Abb. 4). Erhöhte Rn-222-Konzentrationen im Tal sind wenig mit den Konzentrationen auf der Zugspitze korrelierbar. Die Rn-222-Konzentrationen auf dem Zugspitzkamm (2900 m über Meeresspiegel) sind etwa um den Faktor 10 geringer als in Garmisch (Tallage 708 m über Meeresspiegel). Die Schwankung der Rn-222-Konzentrationen lassen erkennen, dass eine Verbindung zur Variation der atmosphärischen Grenzschicht besteht.

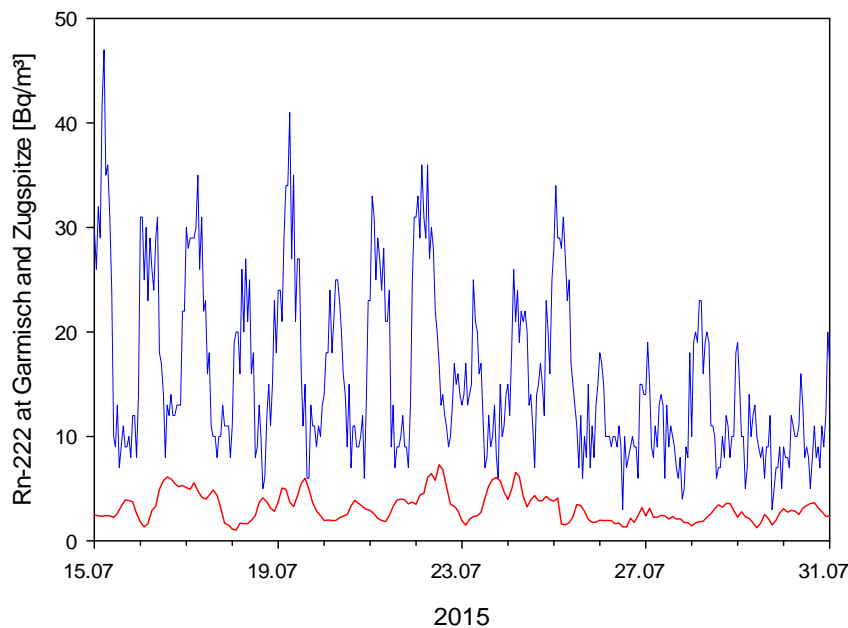


Abb. 4: Rn-222-Konzentration in Garmisch und auf dem Zugspitzkamm im Zeitraum vom 15.07.2015 bis 31.07.2015

Die 2-Stunden Messergebnisse der Rn-222-Konzentrationen auf der Zugspitze wurden zeitlich über einen Monat gemittelt und aufgetragen, z.B. Mittelwerte der Rn-222-Messergebnisse jeweils von 08:00-10:00 für jeden Tag im Monat (Abb. 5).

Die Rn-222-Konzentrationen in Garmisch zeigen eine ausgeprägte tageszeitliche Variation (Abb. 4) mit einem Maximum in den frühen Morgenstunden und einem Minimum im Tagesverlauf. Hingegen zeigen die Rn-222-Konzentrationen auf der Zugspitze in den Sommermonaten einen gegensätzlichen Verlauf, wenn die zeitlichen Mittelwerte zu Grunde gelegt werden.

Ansteigende Temperaturen und, damit verbunden, ein Eintrag der unteren Atmosphäre in die obere Atmosphäre (Durchmischung in der Grenzschicht) könnten bei der Interpretation der höheren Radonkonzentrationen in den späten Mittagsstunden eine Rolle spielen.

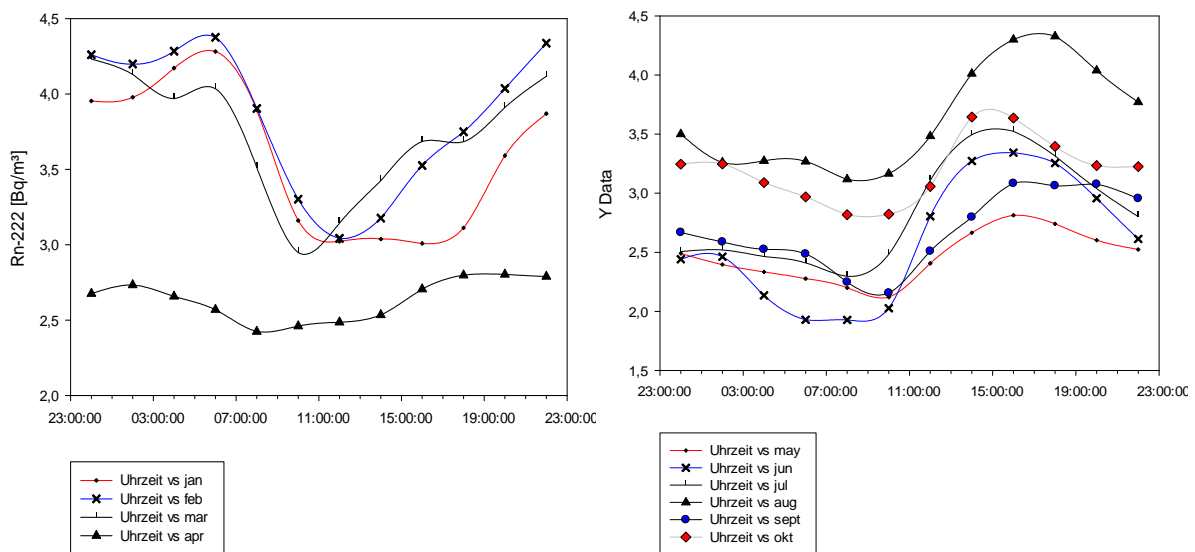


Abb. 5: Zwei-Stunden Mittelwerte der Rn-222 Messergebnisse von Januar - Oktober 2015

Ein Beispiel hierfür zeigt auch Abb. 6, die am 14./15. Juni deutlich erhöhte Rn-222-Konzentrationen zeigt, die durch aufsteigende Luft aus dem Tal hervorgerufen werden. Dies untermauert auch die Trajektorienrechnung vom 15.6.2016.

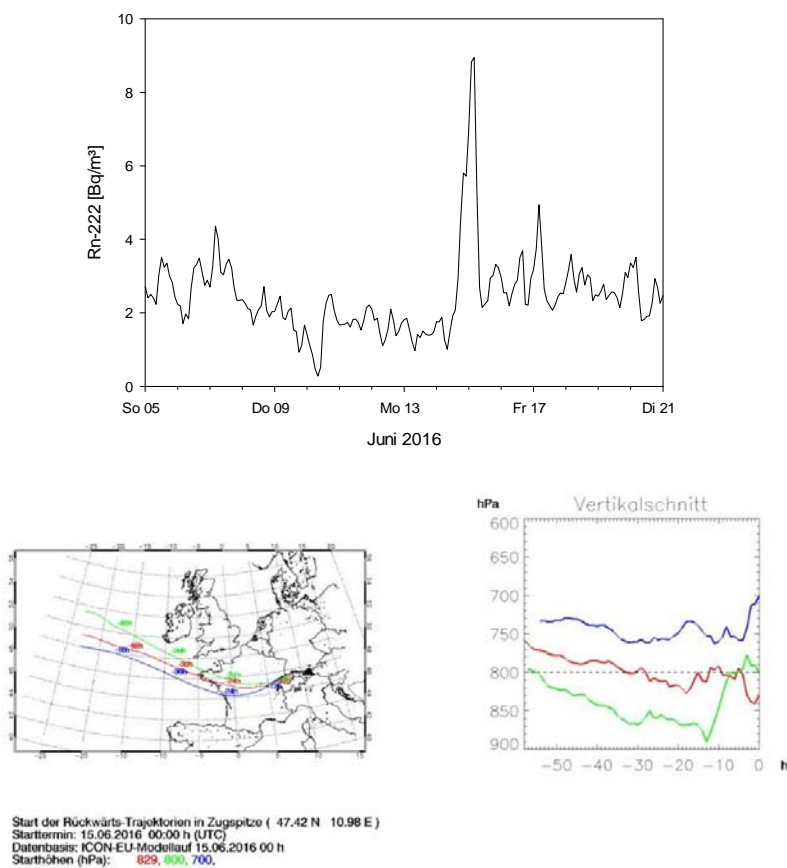


Abb. 6: Erhöhte Rn-222 Konzentration am Zugspitzkamm und zugehörige Trajektorie.

4. Einfluss von Niederschlag auf den Transport von gasförmigem Rn-222 und aerosolgebundenem Be-7

Die Abbildungen 7a) und 7b) zeigen den Einfluss von Niederschlägen auf die Rn-222- und die Be-7-Konzentrationen. Auswascheffekte bewirken wie zu erwarten, eine deutliche Abnahme des aerosolgebundenen Be-7 während die Rn-222-Konzentration weitgehend unbeeinflusst bleibt.

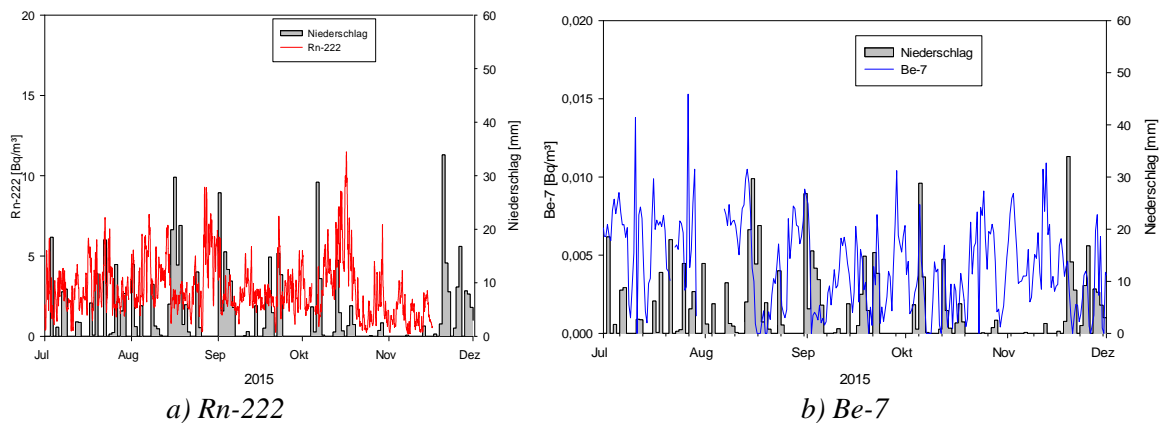


Abb. 7: Einfluss von Niederschlag, Juli-Dezember 2015
a) auf die Rn-222- Konzentration, b) auf die Be-7-Konzentration

5. Literaturverzeichnis

- [1] World Meteorological Organization (WMO) Global Atmosphere Watch, 1st International Expert Meeting on Sources and Measurements of Natural Radionuclides Applied to Climate and Air Quality Studies, Gif sur Yvette, France, 3 – 5 June 2003, No. 155, April 2004
- [2] Technical Meeting on sources and measurements of radon and radon progeny applied to climate studies, 22 – 24 June 2009, IAEA 2009
- [3] Messung radioaktiver Spurenstoffe in der Atmosphäre im Rahmen des Global
- [4] Atmosphäre Watch Programms der WMO, G. Frank, J. Salvamoser, T. Steinkopff, 42. Jahrestagung des Fachverbands für Strahlenschutz, 26.-30.September 2010, Borkum

EXPRESS-WETTERBLENDEN-SYSTEM ZUM SOFORT-SCHUTZ VON BERGLEUTEN VOR RADONEXPOSITIONEN BEI UNTERTÄGIGEN BERGSICHERUNGSARBEITEN IM ALTBERGBAU

EXPRESS–AIRSCREEN-SYSTEM TO PROTECT MINERS AGAINST RADON EXPOSURES AT SMALL UNDERGROUND CONSTRUCTION SITES IN OLD MINING

J. Dehnert¹⁾, J. Stopp²⁾, B. Schönherr³⁾

¹⁾Referat Strahlenschutz, Sächsisches Landesamt für Umwelt, Landwirtschaft und Geologie, Deutschland

²⁾Aluminiumbau und Verwaltungs GmbH Stopp, Schneeberg, Deutschland

³⁾Bergsicherung Schneeberg GmbH, Schneeberg, Deutschland

Zusammenfassung

Zur Senkung der Radonexpositionen der Bergleute bei untertägigen Bergsicherungsarbeiten im Altbergbau wurde ein Wetterblendensystem entwickelt, mit dem innerhalb von wenigen Minuten Altbergbaugrubenbaue wetterdicht abgetrennt werden können. Das Express-Wetterblenden-Systems (EWS) ist von geringem Gewicht, wiederverwendbar und es passt sich allen denkbaren Querschnitten von Altbergbauöffnungen an.

Summary

A new Express-Air Screen-System (EAS) for miners was developed to reduce the radon exposures of miners at small construction sites of old mining. The EAS is a lightweight, modular and reusable construction kit of interlocking telescopic aluminum tubes, plastic foils and glue foam to shut off radon rich parts of galleries in some minutes only.

Schlüsselwörter Radon, Strahlenschutzmaßnahme, Bergmann, Bewetterung, Wetterblende
Keywords radon, radiation protection measure, miner, ventilation, air screen

1. Einleitung

Bei Bergsicherungsarbeiten im sächsischen Altbergbau beschäftigen sieben Bergsicherungsbetriebe im Jahresdurchschnitt etwa 250 Bergleute auf ca. 60 wechselnden Baustellen. Viele Baustellen sind kleine Baustellen mit höchstens zehn Bergleuten, die nur wenige Wochen oder Monate betrieben werden. Problematisch ist der Zutritt stark radonhaltiger Wetter mit Aktivitätskonzentrationen von bis zu 100.000 Bq/m³ durch zahlreiche Altbergbauöffnungen zu den Baustellen. Vereinzelt können auch noch höhere Werte erreicht werden. Abb. 1 zeigt als Beispiel eine Befahrung im Altbergbau von Bad Schlema mit Radonaktivitätskonzentrationen bis 300.000 Bq/m³ gemessen mit einem AlphaGUARD PQ2000 PRO bei einer zeitlichen Auflösung von einer Minute. Die untertägigen Radonbelastungen der Bergleute in Erzgebirge und Vogtland sind daher hoch [1 und 2]. Trotz aufwändiger Strahlenschutzmaßnahmen wie künstliche Bewetterung, Wetterblendenbau und Personalrotation können Bergleute Jahresdosen erreichen, die nahe an den Grenzwert von 20 mSv herankommen.

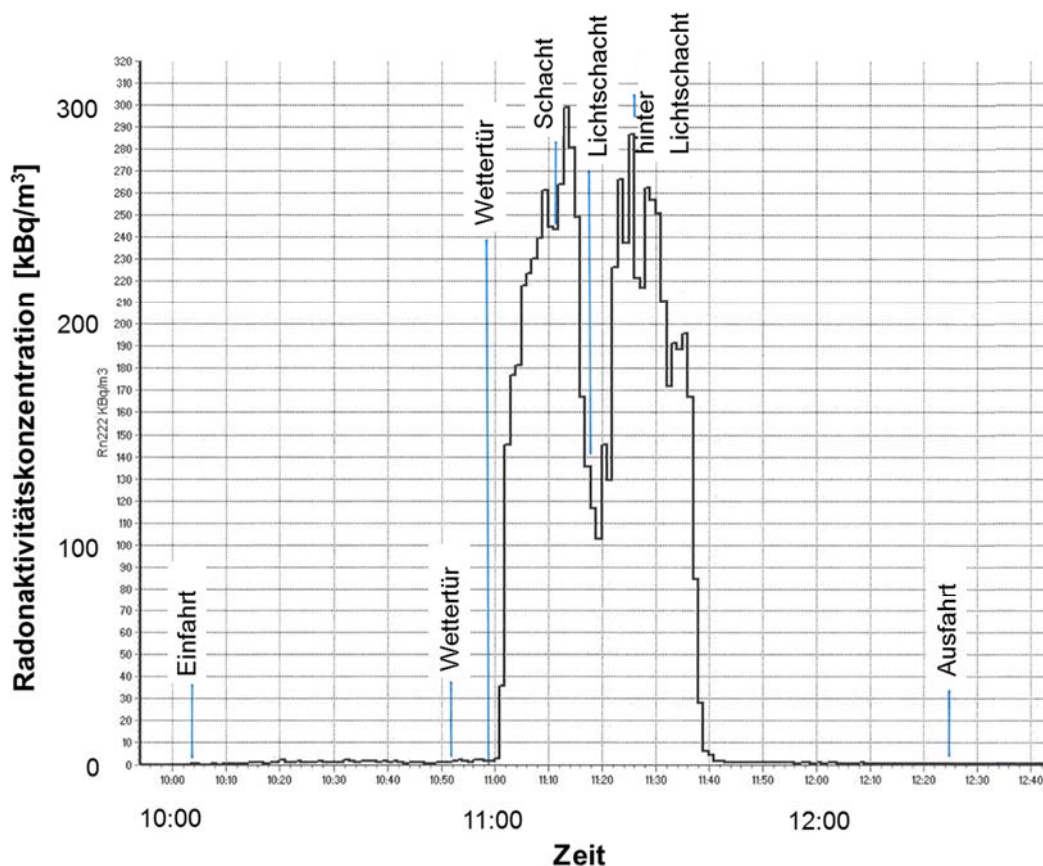


Abb. 1: Verlauf der Radonaktivitätskonzentration während einer Befahrung im Altbergbau von Bad Schlemma

Altbergbauöffnungen sollten zum Strahlenschutz der Bergleute durch Wetterblenden von den Baustellen abgetrennt werden. Der konventionelle Wetterblendenbau ist zeitaufwändig und materialintensiv. Wetterblenden werden üblicherweise vor Ort aus Holz und Folien gezimmert oder aus Steinen gemauert. Falls gesprengt werden soll, müssen Wetterblenden vorher abgebaut und nach der Sprengung neu errichtet werden. Wegen dieses Aufwandes bleiben untertägige Altbergbauöffnungen im Umfeld von kleinen und kurzzeitig betriebenen Baustellen häufig offen.

2. Express-Wetterblenden-System (EWS)

Zur Senkung der Radonexpositionen der Bergleute bei untertägigen Bergsicherungsarbeiten im Altbergbau wurde ein Wetterblendensystem entwickelt, mit dem innerhalb von wenigen Minuten Altbergbaugrubenbaue wetterdicht abgetrennt werden können. Das Express-Wetterblenden-Systems (EWS) ist von geringem Gewicht, wiederverwendbar und es passt sich allen denkbaren Querschnitten von Altbergbauöffnungen an (Abb. 2 und 3).

Das EWS besteht aus einem Baukastensystem von ineinander steckbaren Teleskoprohren aus Aluminium, radondichten Folien und Bauschaum. Eine Folie wird mit dem Rand auf den Boden gelegt und durch die ineinander steckbaren, ausziehbaren Teleskoprohre sternförmig in allen Richtungen mit dem Gebirge verspannt. Dann werden Folie und Gebirge verklebt. Abschließend kann überstehende Folie abgeschnitten werden. Bei Bedarf kann zur Fahrung nachträglich ein Reißverschluss aufgeklebt werden. Die Folie hinter dem Reißverschluss wird

aufgeschnitten und die Wetterblende wird zur Wettertür. Das EWS ist mit Ausnahme von Folie und Bauschaum wiederverwendbar und kann in wenigen Minuten zurückgebaut werden.



Abb. 2: Express-Wetterblenden-System aufgebaut in einem breiten Querschlag in Schneeberg



Abb. 3: Express-Wetterblenden-System aufgebaut in einem engen Stolln in Schneeberg

3. Ausblick

Das EWS verbessert den untertägigen Strahlenschutz bei Bergsicherungsarbeiten im Altbergbau und spart gleichzeitig Arbeitszeit durch den Wegfall von gezimmerten oder gemauerten Wetterblenden aus Holz oder Stein.

In Bergwerken ist das EWS zur Durchführung von Wetterversuchen geeignet. Dabei werden untertägig provisorische Wetterblenden gesetzt oder Wettertücher gespannt und während der Versuche auch umgesetzt, um die Wetter durch bestimmte Grubenbaue zu zwingen. Die Wetterströme werden gemessen und wenn das gewünschte Ergebnis erreicht ist, werden die provisorischen Wetterblenden für einen sicheren Strahlenschutz gegen langlebige Wetterbauwerke aus Holz oder Stein ausgetauscht.

Das EWS kann auch bei der Projektierung von Radonsanierungen von Wohngebäuden hilfreich sein. Mit dem EWS können provisorisch Türöffnungen z.B. in oder zu Kellern abgedichtet werden, um zunächst die Wirksamkeit einer Dichtung auf die Radonsituation im Haus zu prüfen, bevor aufwändige bauliche Dichtungen errichtet werden. Abb. 4 zeigt, wie mit dem EWS in einem Wohnhaus die Falltür zu einem Gewölbekeller mit Radonaktivitätskonzentrationen von 88.800 Bq/m^3 versuchsweise abgedichtet wurde.



Abb. 4: Versuchsweise Abdichtung einer Falltür zu einem Gewölbekeller mit Radonaktivitätskonzentrationen von 88.800 Bq/m^3 in einem Wohnhaus mit dem Express-Wetterblenden-System

4. Literaturverzeichnis

- [1] Dehnert, J.: Supervision of German miners at small underground construction sites of old mining to prevent high radon exposures. Cape Town: 14th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA), 2016
- [2] Dehnert, J.: Aufsichtliche Überwachung zum Strahlenschutz von Bergleuten bei untertägigen Bergsicherungsarbeiten im Altbergbau. Heringsdorf: Jahrestagung 2016, Fachverband für Strahlenschutz e.V., 2016

ALPHAGUARD, DIE NEUE REFERENZ FÜR DIE KONTINUIERLICHE MESSUNG DER RADONKONZENTRATION IN LUFT, BODEN, WASSER UND BAUMATERIAL

ALPHAGUARD, THE NEW REFERENCE FOR CONTINUOUS RADON MONITORING IN AIR, SOIL, GAS, WATER AND MATERIAL

F. Roessler^{1)*}, J. Villert²⁾, W. Buerkin¹⁾

¹⁾Saphymo GmbH (Frankfurt a.M., Deutschland), ²⁾Bertin Technologies (Montigny, Frankreich)

* Korrespondenzautor: froessler@saphymo.de

Zusammenfassung

Die Firma Saphymo GmbH verfügt über 25 Jahre Erfahrung auf dem Gebiet der Radon-Messtechnik. Mit dem AlphaGUARD entwickelte Saphymo vor mehr als 20 Jahren einen professionellen und robusten Radonmonitor, der sich rasch zum Standard für eine verlässliche kontinuierliche Messung der Radonkonzentration etablierte. Heute ist AlphaGUARD international als die Referenz für Radonmessungen anerkannt.

Anknüpfend an diese Erfolgsgeschichte kann nun die neue Generation des AlphaGUARD präsentiert werden.

Basierend auf den hervorragenden Messeigenschaften seines Vorgängers kombiniert der neue AlphaGUARD das bewährte Prinzip der Puls-Ionisationskammer mit neuen und zusätzlichen Leistungsmerkmalen. Das robuste Gehäuse, das sich in optimierter Form am bewährten Design des Vorgängers orientiert, beinhaltet nun eine integrierte Durchfluss-geregelte und leistungsstarke Pumpe, wobei das Gerät wahlweise im Durchfluss- oder Diffusionsmodus (ohne Pumpe) betrieben werden kann. Über das neue große Display können in einer intuitiven Menüführung alle Messdaten abgerufen werden. Die Darstellung von Zeitverläufen ist ebenso möglich, wie das Parametrisieren des Gerätes.

Eine breite Palette an Zubehör, die in Zusammenarbeit mit vielen Radon-Experten aus Universitäten und Laboratorien entwickelt wurde, ermöglicht dem Anwender einen vielfältigen und flexiblen Einsatz des AlphaGUARD: Messung der Radonkonzentration in Luft (Radon, Thoron, Radon-Folgeprodukte), in Wasser (Probenahmen und zeitaufgelöste Messungen) und im Boden (Bodenluftkonzentration, Exhalationsmessungen), Emanationsmessungen an Baumaterial, Vielpunktmessungen, Online-Messungen mit Datenfernübertragung über Ethernet/DSL, Bluetooth, Wifi, GPRS/3G oder Satellit.

Durch seine hohe Empfindlichkeit und sein schnelles und lineares Ansprechvermögen über einen großen Messbereich ist der AlphaGUARD hervorragend für den Einsatz in Kalibrierlaboratorien geeignet. Darüber hinaus bietet der AlphaGUARD ideale Voraussetzungen für den Feldeinsatz: Robustes Gehäuse für den Betrieb unter rauen Bedingungen, lange Batterielaufzeit für Messungen an beliebigen Orten, wartungsarmer Betrieb für verlässliche Langzeitmessungen. Die neu entwickelte Software DataVIEW PRO rundet das Leistungsspektrum des AlphaGUARD ab und ermöglicht ein komfortables Auslesen und Analysieren der Messdaten. Für die automatisierte Echtzeit-Datenerfassung in Messnetzen steht die DataEXPERT Management Software zur Verfügung, jetzt auch mit WebVIEW Modul für den (Fern-)Zugriff auf die Messdaten mittels eines gewöhnlichen Webbrowser.

Summary

The company Saphymo GmbH has more than 25 years of experience in the field of radon measurement. More than 20 years ago Saphymo developed the professional and robust radon monitor AlphaGUARD, quickly recognized as a standard for reliable and continuous measurements of the radon concentration. Today AlphaGUARD is internationally established as the reference in radon measurement.

Following up on this success story the new generation of AlphaGUARD can now be presented. Based on the excellent measurement characteristics of its predecessor the new AlphaGUARD combines the well-proven principle of the pulse ionisation chamber with new and additional features. The robust housing is oriented on the well-proven design of the predecessor and includes now an integrated flow controlled and powerful pump. The instrument can be operated in flow as well as in diffusion mode (without pump). Via the new large display and the intuitive menu navigation all measurement data can be retrieved. The presentation of time series in charts is possible as well as the parametrisation of the instrument.

A wide range of accessories, developed in cooperation with various radon experts of universities and laboratories, enables the user a varied and flexible application of the AlphaGUARD: Measurement of the radon concentration in air (radon, thoron, radon progenies), in water (sampling and time resolved measurements) and in soil (soil gas measurements, exhalation measurements), emanation measurements from material, multi spot measurement, online measurement with remote data transmission via Ethernet/DSL, Bluetooth, Wi-Fi, GPRS/3G or satellite.

Due to its high sensitivity and its fast and linear response over a large measuring range the AlphaGUARD is excellently suited for calibration laboratories. Furthermore the AlphaGUARD enables ideal prerequisites for field applications: robust housing for operations under harsh conditions, long battery life for the measurement at any location, low-maintenance operation for reliable long-term measurements. The new developed software DataVIEW PRO completes the excellent performance of AlphaGUARD and offers comfortable readout and analysis of measurement data. For the automated data acquisition in real-time the DataEXPERT management software can be used, now available with the WebVIEW module for the remote access on measurement data via a standard web browser.

Schlüsselwörter Radon, Thoron, AlphaGUARD, Radonfolgeprodukte, Bodenluft

Keywords Radon, Thoron, AlphaGUARD, Radon progenies, soil gas

1. Einleitung

Der AlphaGUARD ist ein tragbarer batterie- oder netzbetriebener Radonmonitor mit hoher Empfindlichkeit und einem großen linearen Messbereich. Neben der Radonkonzentration werden zusätzliche Parameter wie Temperatur, Luftdruck und Luftfeuchte aufgenommen und im internen Datenspeicher abgelegt. Zur Manipulationskontrolle werden über einen integrierten Beschleunigungssensor auch geringste Erschütterungen registriert und protokolliert. Darüber hinaus ist der AlphaGUARD mit Schnittstellen für externe Sensoren ausgestattet. Das robuste Gehäuse aus Aluminium sowie der flexibel einsetzbare Tragegriff ermöglichen einen Einsatz auch unter schwierigen Bedingungen.

Durch seine hervorragenden Messeigenschaften, sowie sein robustes Gehäuse ermöglicht der AlphaGUARD einen vielfältigen Einsatz. So eignet er sich sowohl für Kurz- als auch Langzeitmessungen in Gebäuden und im Freien, für die permanente Überwachung der Radonkonzentration in industriellen Anlagen und Luftabsaugvorrichtungen, aber auch für die Verwendung im Feldeinsatz, wie z.B. zur Messung der Radon-Bodenluftkonzentration. Aufgrund seiner hohen Empfindlichkeit und seines großen linearen Messbereichs eignet sich der AlphaGUARD ebenfalls für die Verwendung als Kalibriernormal in Kalibrierlaboratorien.

Die neue Generation des AlphaGUARD (siehe Abbildung 1) vereint die vielfach bewährten Eigenschaften seines Vorgängers in optimierter Form mit neuen Leistungsmerkmalen, die einen komfortableren Betrieb ermöglichen und zusätzliche Funktionen bieten.



Abb. 1: Die neue Generation des AlphaGUARD

2. Funktionsprinzip

Der AlphaGUARD basiert auf einem verbesserten Prinzip der klassischen Puls-Ionisationskammer (Alphaspektroskopie). Bedingt durch eine optimierte Geometrie der Messkammer und eine intelligente Signalverarbeitung besitzt er eine hohe Nachweisempfindlichkeit und zeichnet sich durch ein schnelles Ansprechvermögen aus. Der AlphaGUARD eignet sich zur kontinuierlichen Bestimmung der Radonkonzentration über einen weiten Messbereich (2 bis 2.000.000 Bq/m³) mit einem langzeitstabilen Kalibrierfaktor. Im Diffusionsmodus (z.B. Langzeitmessungen) sind ausschließlich verschleißfreie Komponenten im Einsatz, so dass ein wartungsfreier Betrieb gewährleistet ist. Für den Durchflussbetrieb steht eine in das Gehäuse integrierte Pumpe mit langer Lebensdauer zur Verfügung. Die Pumpe ist Durchfluss-geregelt und ermöglicht Durchflussraten von bis zu 2 L/min.

3. Neuerungen

Gegenüber seinem Vorgänger besitzt der neue AlphaGUARD eine Reihe an Neuerungen. Auffällig sind zunächst die äußerlichen Änderungen: alle funktionalen Elemente sind nun an der Frontseite des AlphaGUARD angeordnet (siehe Abbildung 2). Dies wird ermöglicht, indem die Messkammer längs eingebaut ist und sich die Öffnungen für Zu- und Abluft somit an der Frontseite befinden. Ein USB-Anschluss befindet sich ebenfalls vorne, sowie ein RS232-Anschluss, der z.B. für die Anbindung an Messnetze Anwendung finden kann. Darüber hinaus verfügt der AlphaGUARD über 2 Anschlüsse für externe Sensoren sowie einen Ausgang für ein Alarmsignal bei Überschreitung einer frei einstellbaren Alarmschwelle.



Abb. 2: Alle funktionalen Elemente des AlphaGUARD sind übersichtlich an der Front des Gerätes angeordnet

Als weitere Neuerung ist das große beleuchtete Display mit komfortabler Menüführung zu erwähnen. Auf fünf Menüseiten, die über die Pfeiltasten angewählt werden können, stehen alle wichtigen Informationen zur laufenden Messung zur Verfügung:

- Seite 1: aktuelle Messwerte der Radonkonzentration, Temperatur, Luftfeuchte, Luftdruck und Gamma-Ortsdosisleistung (wenn der AlphaGUARD mit einem Geiger-Müller-Zählrohr ausgestattet ist).
- Seite 2: aktuelle Messwerte der externen Sensoren
- Seite 3: Zeitlicher Verlauf zweier Parameter (siehe Abbildung 3). Die darzustellenden Parameter können frei gewählt werden. Hierdurch kann auf komfortable und schnelle Weise der Verlauf einer laufenden Messung überprüft werden, ohne den AlphaGUARD mit einem Computer zu verbinden und die Daten auszulesen.
- Seite 4: Mittelwerte der Radonkonzentration und der Gamma-Ortsdosisleistung über 1 Stunde, 1 Tag und seit Beginn der Messung.
- Seite 5: Informationen zum aktuell eingestellten Messmodus, dem Messzyklus, der Indexnummer der aktuell laufenden Messreihe mit Anzahl der Messpunkte und Start- sowie Endzeitpunkt sowie Informationen zum Intervallmodus.

Der Intervallmodus stellt ebenfalls eine Neuerung gegenüber dem Vorgängermodell dar. Im Intervallmodus erfolgt die Messung nur in bestimmten Zeitabständen für eine definierte Dauer, z.B. alle 2 Stunden für 10 Minuten. Besonders bei einem Betrieb im Durchflussmodus mit aktiver Pumpe kann dadurch eine deutlich längere Batterielaufzeit erreicht werden, was besonders für den Akku-Langzeitbetrieb von Bedeutung ist.

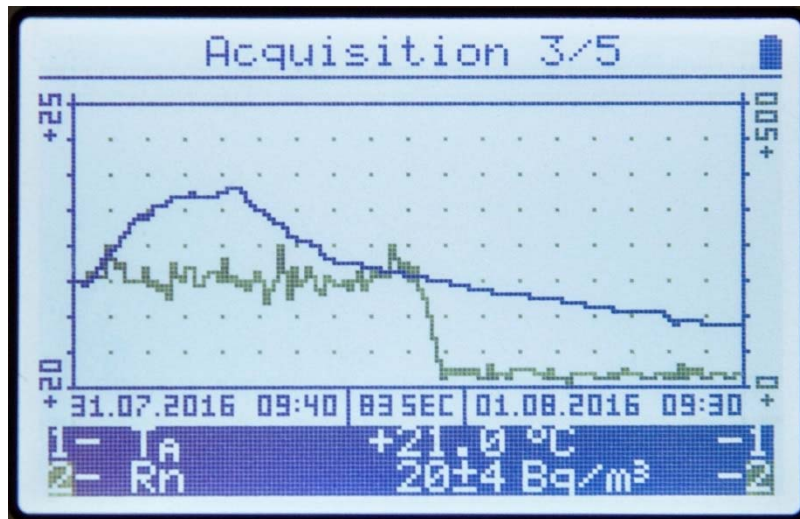


Abb. 3: simultane Darstellung von zwei Zeitverläufen. Die darzustellenden Parameter sind frei wählbar. Hier: Verlauf der Radonkonzentration und Temperatur über 24 Stunden

4. Umfangreiches Zubehör

Auch für die neue Generation des AlphaGUARD steht eine breite Palette an Zubehör zur Verfügung, wodurch nahezu alle Radon-Messaufgaben erfüllt werden können.

Die Messung der Radonkonzentration in Wasserproben erfolgt mit dem AquaKIT. Hierbei handelt es sich um eine bewährte Methode zur Bestimmung von Radon in wässrigen Proben. In einem geschlossenen Gaskreislauf wird mit Hilfe der internen Pumpe des AlphaGUARD das Radon aus der wässrigen Probe ausgetrieben (siehe Abbildung 4). Aus der in der Luft gemessenen Radonkonzentration kann schließlich die in der wässrigen Probe vorhandene Radonkonzentration berechnet werden.



Abb. 4: Messung von Radon in Wasserproben mit AquaKIT

Die Messung der Radonkonzentration in der Bodenluft erfolgt mit der Bodenluftsonde. Die einfach zu handhabende Bodenluftsonde eignet sich sowohl für Probenahmen sowie für

kontinuierliche Messungen der Radonkonzentration in der Bodenluft. Die Bodenluftsonde wird ca. 0,7 m in den Boden getrieben und die Luft mit Hilfe der im AlphaGUARD integrierten Pumpe über die Sondenspitze aus dem Boden gesaugt und in die Messkammer befördert (siehe Abbildung 5). Es erfolgt eine direkte Messung der Radonkonzentration in der Bodenluft.



Abbildung 5: Messung von Radon in Bodenluft mit der Bodenluftsonde

Die Messung der Radonfolgeprodukte erfolgt mit dem AlphaPM. Hierbei handelt es sich um einen professioneller aktiven Radon-Folgeprodukt-Monitor mit hoher Empfindlichkeit zur zeitauflösenden Messung der luftgetragenen Zerfallsprodukte des Radons. Der AlphaPM wird hierzu mit dem AlphaGUARD verbunden, so dass die Messdaten im internen Speicher des AlphaGUARD abgelegt werden können (siehe Abbildung 6).



Abbildung 6: Messung von Radonfolgeprodukte mit AlphaPM

Darüber hinaus steht für die neue Generation des AlphaGUARD weiteres Zubehör zur Verfügung, wodurch Emanationsmessungen an Baumaterial, Mehrpunktmessungen, Online-

Messungen mit Datenfernübertragung über Ethernet/DSL, Bluetooth, Wifi, GPRS/3G oder Satellit möglich sind.

5. Fazit

Bei der Entwicklung der neuen AlphaGUARD-Generation wurde besonderer Wert darauf gelegt, dass das bewährte Gerätekonzept seines Vorgängers fortgeführt wird. Hierzu wurden im intensiven Austausch mit Kunden und Radonexperten Wünsche und Anforderungen an die Anwendung des Gerätes ermittelt und bei der Entwicklung neuer Leistungsmerkmale berücksichtigt. Seine hervorragenden Eigenschaften, kombiniert mit den neuen und zusätzlichen Leistungsmerkmalen, machen den neuen AlphaGUARD zu einem langlebigen und zuverlässigen Produkt für nahezu alle Radon-Messaufgaben.

BILANZIERUNG DER ALPHA-AKTIVITÄTSKONZENTRATION DER RAUMLUFT MIT EINEM SCHRITTBANDFILTERGERÄT: NUMERISCHE SIMULATION DES VERLAUFS DER BESTAUBUNG UND DER KONTINUIERLICHEN AUSWERTUNG MIT KOMPENSATION DER NATÜRLICHEN AKTIVITÄT DURCH ABPD UND AERD

MEASUREMENT OF ALPHA-AEROSOL ACTIVITYCONCENTRATION BY A MOVING FILTER DEVICE: NUMERICAL SIMULATION OF BOTH FILTER ACTIVITY LOAD AND CONTINUOUS MONITORING PROCESS BY COMPENSATION OF NATURAL ACTIVITY BY MEANS OF ABPD AND AERD

W. Kraut¹⁾, W. Schwarz¹⁾, B. Kraut²⁾

¹⁾ Studiengang Sicherheitswesen Duale Hochschule Baden-Württemberg (DHBW) Karlsruhe

²⁾ Berthold Technologies GmbH & Co. KG, Bad Wildbad

Zusammenfassung

Einerseits bieten Monitore mit Schrittbandfilter den Vorteil, dass durch das bewegte Filterband Staub- und Aktivitätsbelastungen beschränkt bleiben, andererseits überdeckt aber die zusätzliche Filterbewegung die Dynamik der Aktivitätsbelastung, insbesondere von kurzlebiger natürlicher Aktivität, erheblich. Eine Auswertung der künstlichen Alpha-Aktivitätskonzentration ist deshalb bisher nur eingeschränkt möglich. Der Beitrag zeigt an einem vollständig numerischen Modell, dass eine stabile Bestimmung der künstlichen Aktivitätskonzentration direkt mit Beginn der Sammlung, auch bei sich ändernden Aktivitätskonzentrationen möglich ist. Dies wird erreicht durch eine multivariate Regressionsanalyse zur Trennung der Po-218 und der künstlichen Aktivitätsanteile. Die Störung durch die Po-214 Aktivität wird durch eine ABPD und AERD Technik kompensiert. Die vollständige numerische Modellierung der Bestaubung und der Auswertung ermöglicht auch, die Auswirkung veränderlicher Aktivitätskonzentrationen auf die Bestimmung der künstlichen Aktivitätskonzentration zu untersuchen. Ergebnisse werden präsentiert.

Summary

Moving filter aerosol monitors offer the advantage of better measurement conditions by reducing the load of dust and activity. But at the same time the dynamical follow up of increasing or decreasing activity air concentrations is getting more complex by superposition of the filter movement, especially if there are both short lived natural and long lived artificial activity to be monitored. The paper shows by a pure numerical simulation of activity load and measurement of Radon-daughters and long lived artificial activity, that a stable determination of activity concentration is possible right from the beginning of sampling. This is accomplished by multivariate regression analysis to separate short lived Po-218 and long lived artificial - Activity. Po-214 activity is compensated by means of ABPD and AERD techniques. The Model allows for variable activity concentrations during sampling. Results are presented.

Schlüsselwörter Schrittbandfilter, Aktivitätskonzentration, Kompensation natürlicher Aktivität

Keywords moving filter, air activity concentration, compensation natural activity

1. Einleitung

Die nicht gerade einfachen mathematischen Modellbeziehungen der Bilanzierung von Aktivität während der Sammlung auf einem Schrittbandfilter führen verbreitet zur Ansicht, dass diese Überwachungsmonitore zur Bestimmung der Aktivitätskonzentration für praktische Zwecke unbrauchbar wären [1]. Die Komplexität des Auswertemodells rührt daher, dass zusätzlich zur zeitabhängigen Dynamik der Filteraktivität während des Sammelprozesses, insbesondere durch kurzlebige natürliche Aktivität, noch die von außen aufgezwungene Zeitabhängigkeit der Filteraktivität durch den Filtertransport hinzukommt. Ein Beispiel dieses zeitabhängigen Aktivitätsverlaufs zeigt Abb.5. Die korrekte Auswertung dieser zeitabhängigen Filterbelastung durch eine konstante Aktivitätskonzentration der Luft erfordert offensichtlich einen zeitlich veränderlichen Kalibrierfaktor. Üblicherweise arbeiten Schrittbandfiltersysteme mit konstanten Kalibrierfaktoren. Auch DIN ISO 11929 gibt keine speziellen Hinweise für die Auswertung der Raumluft-Aktivitätskonzentration mittels Schrittbandfilter.

Obwohl die Messtechnik heutzutage eine sehr effiziente Kompensation der Po-214 Aktivitätsbeiträge durch Pseudokoinzidenz- und Energiediskrimination (ABPD und AERD) erlaubt, bleibt es nach wie vor unbefriedigend, dass sich die Aktivitätsbeiträge von künstlicher Aktivität und von Po-218 nicht voneinander trennen lassen. Die Po-218 Filteraktivität überschreitet in den meisten Fällen die Aktivität künstlicher Nuklide. Der Notbehelf einer Skalierung des Kalibrierfaktors und der Kompensationsfaktoren auf die Gesamtaktivität einer Standard Zusammensetzung der Aktivitätskonzentration der natürliche Aktivität, setzt voraus, dass die Aktivitäten von Po-214 und Po-218 auf dem Filter immer im gleichen Verhältnis vorliegen, was aber schon aufgrund der verschiedenen Halbwertszeiten nicht möglich ist.

Der vorliegende Beitrag geht auf diese Schwierigkeiten ein und simuliert rechnerisch anhand eines Modells für typische Bestaubungsbedingungen die Filterbelastung und die kontinuierliche Auswertung mittels einer zugrunde gelegten ABPD und AERD Technik. Die Trennung von künstlicher Aktivität und Po-218 gelingt analog dem Vorgehen in [2] über das zeitlich verschiedene Akkumulationsverhalten von Po-218 und künstlicher Aktivität mit Hilfe einer multivariaten Regressionsanalyse. Die Kompensation von Po-214 wird durch die ABPD und AERD Technik geleistet.

Die numerische Modellierung bietet den großen Vorteil, dass Einflüsse variabler Konzentrationen der natürlichen Aktivität auf den Nachweis der künstlichen Aktivität in einer Simulation untersucht werden können.

2. Modellbeschreibung

Filterprobenahme und Detektor: Das Modell geht von einem Halbleiter-Detektor mit gleichzeitiger α und β Messung aus. Zusätzlich wird eine Messtechnik für α -Energie-Diskriminierung (AERD) mit $E_{\alpha} > 6 \text{ MeV}$ und eine Alpha-Beta-Pseudokoinzidenzbestimmung simuliert. Abb. 2 zeigt schematisch die Detektor- und Filtergeometrie: eine quadratische Bestaubungsfläche und einen (üblicherweise) kreisförmigen Detektor. Als Abmessungen von Detektor (Radius 3cm) und bestaubter Fläche ($2,5 \times 2,5 \text{ cm}^2$) werden typische Werte kommerzieller Systeme verwendet. Die Überdeckung der Filterfläche durch den Detektor ist praktisch vollständig.

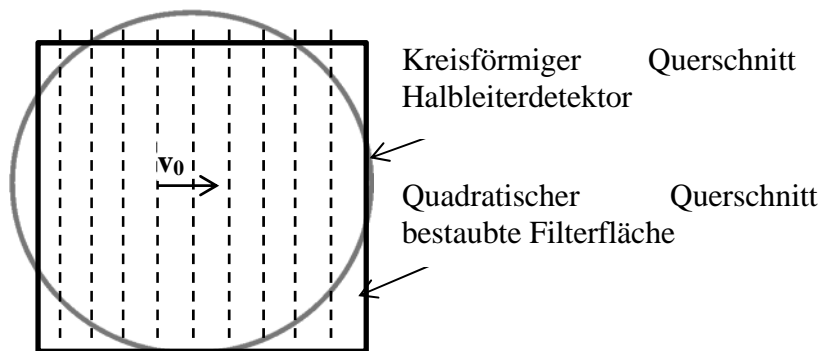


Abb. 2: Schematische Darstellung von Detektor- und Filtergeometrie. Die einzelnen Streifen werden jeweils mit der Filtertransportgeschwindigkeit v_0 unter dem Detektor vorbeigeführt.

Bei Halbleiter-Detektorsystemen ist der Volumendurchsatz allerdings deutlich geringer als bei Sammlern mit Großflächen-Proportionalitätszählern. In unserem Modell gehen wir beispielhaft von einem Volumenstrom von $\dot{V} = 5 \text{ m}^3/\text{h}$ aus.

AERD Technik: Po-218 besitzt eine Alpha-Energie von $E_\alpha = 6 \text{ MeV}$. Die meisten relevanten, künstlichen α -strahlenden Radionuklide wie Pu-239, Am-241 etc. haben Energien $E_\alpha < 6 \text{ MeV}$. Um diese Impulse von den Impulsen der hochenergetischen Po-214 Teilchen mit $E_\alpha = 7,64 \text{ MeV}$ getrennt zu zählen, wird eine Diskriminatorschwelle S auf $E_\alpha = 6 \text{ MeV}$ gelegt (siehe Abb. 3, Beispiel eines typischen α -Energiespektrums). Aufgrund der Abschwächung der Energie der α -Teilchen durch das Filtermaterial und den Luftspalt im Detektor wird der Anteil der Po-214 Impulse verursacht durch Energien $E_\alpha > 6 \text{ MeV}$ zu $1 - \delta = 75\%$ angenommen. Dieser Wert muss in der Praxis für jedes Detektorsystem und Filtermaterial separat bestimmt werden.

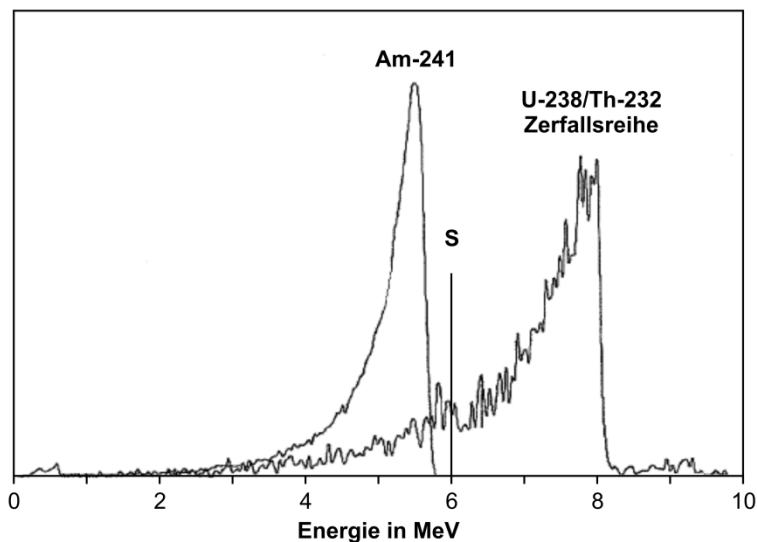


Abb. 3: Typisches α -Energie-spektrum für Aktivität auf einem Glasfaser-Filter, die Energie-diskriminatorschwelle S liegt bei $E_\alpha = 6 \text{ MeV}$

ABPD Technik: Der Simulation liegt ein Modell der ABPD Einheit LB 3868 der Berthold-Technologies zugrunde. Sie wurde z.B. schon in [3] näher beschrieben. Alpha-Teilchen öffnen für eine Dauer von $\Delta = 200 \mu\text{s}$ ein Tor, in dem dann insbesondere das Eintreffen des Impulses eines verzögerten β -Teilchen von Bi-214 als sog. α - β -pseudokoinzidentes Ereignis registriert wird und damit als Maß

für die Bi-214/Po-214 Filteraktivität dienen kann. Die verrechneten Impulszahlen sind schematisch in Abb. 4 zusammengefasst.

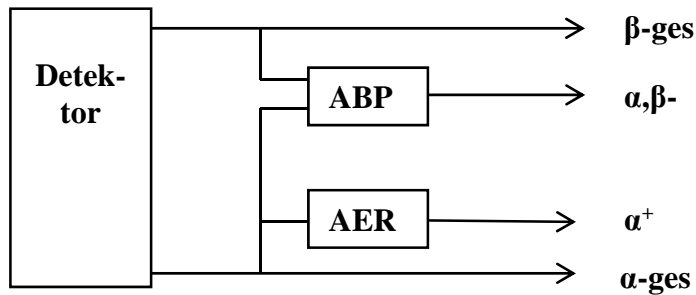


Abb. 4: Schema der modellierten Impulszahlen β -ges: Gesamt β -Impulse α -ges: Gesamt α -Impulse α, β -ps: pseudokoinzidente Impulse α^+ : α -Impulse mit $E_\alpha > 6 \text{ MeV}$

3. Messparameter

Die Simulation sollte möglichst typische Bestaubungs- und Auswertebedingungen wiedergeben. Wir gehen von einer Gleichgewichtskonzentration von 20-50 Bq/m³ der Radon-Töchter aus. Unser Monitor registriert alle 20s die Alpha/Beta-Gesamt-Werte sowie die Pseudokoinzidenten Impulse (ABPD) und die Impulse für Alpha-Teilchen > 6 MeV (AERD). Die Bilanzierung der Aktivitätskonzentrationen für die künstliche Aktivität erfolgt dann alle 20 Minuten. In diesem Zeitraum von 20 Minuten wird die Konstanz der Aktivitätskonzentrationen für natürliche und künstliche Aktivitätskonzentrationen vorausgesetzt. Diese Bedingung ist über einen tageszeitlichen Verlauf der Radon-Töchter sehr gut erfüllt [4]. Nach 20 Minuten können dann auch im Modell die Werte wieder geändert werden.

4. Maximum Likelihood Auswertealgorithmus

Die Aktivitätskonzentrationen für künstliche Aktivität a_K und für Po-218 a_{Po-218} stellen im Modell die Parameter einer Gauß'schen Likelihood-Funktion L dar.

$$L \sim e^{-\sum (Z_i - \langle Z_i \rangle)^2 / \sigma_{ii}^2} \text{ dabei sind} \quad (1)$$

Z_i : Messwert, i-te Messung, $\langle Z_i \rangle$: Erwartungswert, σ_{ii}^2 : Varianz Z_i .

Werden im Bilanzierungszeitraum a_K und a_{Po-218} als konstant betrachtet, dann lassen sich die Zählimpulse Z_i und die Konzentrationswerte in einer linearen Ausgangsgleichung zusammenfassen [5]:

$$\vec{Z} = \tilde{M} * \vec{a} + \vec{c} + \vec{\epsilon} \text{ mit } \tilde{M} * \vec{a} + \vec{c} = \langle \vec{Z} \rangle \text{ und } \langle \epsilon_i \rangle = 0, \langle \epsilon_i^2 \rangle = \sigma_{ii}^2: \text{Erwartungswert} \quad (2)$$

\vec{Z} : (n x 1) Vektor der gemessenen Impulszahlen

\tilde{M} : (n x 2) Koeffizientenmatrix der Aktivitätskonzentrationen \vec{a}

\vec{a} : (2 x 1) Vektor mit den Komponenten $a_1 = a_K$ und $a_2 = a_{Po-218}$

\vec{c} : (n x 1) konstanter Vektor (z.B. Nulleffekt)

$\vec{\epsilon}$: (n x 1) Vektor der Gauß-verteilten Messfehlern mit $\langle \epsilon_i^2 \rangle = \sigma_{ii}^2$

Im Detail ergibt sich die Implementierung der Impulszahlen aus Abb. 4 in (Gl.2), wie folgt:

$$Z_i = Z_{\alpha\text{-ges}} - \{w_1 * [f_{ps} * Z_{\alpha,\beta\text{-ps}}] + w_2 * [Z_{\alpha^+} / (1 - \delta)]\} \text{ mit den Wichtungsfaktoren } w_1, w_2 \text{ nach [6]}$$

zur optimalen Berücksichtigung beider unabhängiger Ergebnisse μ_1 und μ_2 für die Po-214 Aktivität durch ABPD und AERD. Das Gesamtergebn μ stellt sich dar:

$$\mu = w_1 \mu_1 + w_2 \mu_2 = \{ \mu_1/\sigma_1^2 + \mu_2/\sigma_2^2 \} / \{ 1/\sigma_1^2 + 1/\sigma_2^2 \} \quad (3)$$

$$\begin{aligned} \mu_1 &= [f_{ps} * z_{\alpha,\beta-ps}] \text{ Beitrag über die ABPD-Technik} \\ \mu_2 &= [z_{\alpha+} / (1 - \delta)] \text{ Beitrag der Po-214 Zählimpulse durch AERD} \\ \sigma_1^2 &= \text{Var} [f_{ps} * z_{\alpha,\beta-ps}] \\ \sigma_2^2 &= \text{Var}[z_{\alpha+} / (1 - \delta)] \end{aligned}$$

Die Varianzen von $z_{\alpha,\beta-ps}$ und $z_{\alpha+}$ lassen sich explizit bestimmen. Das Maximum von (Gl. 1) ergibt sich mit \vec{a} zu

$$\vec{a} = - (\tilde{M}^T * G_Z * \tilde{M})^{-1} * \tilde{M}^T * (\vec{c} - \vec{Z}) \text{ mit } \tilde{M}^T \text{ transponierte von } \tilde{M} \text{ und } G_Z \text{ mit } G_{Z,ii} = \sigma_{ii}^2 \quad (4)$$

Ebenfalls ergibt die „Fehlerfortpflanzung“ eine Kovarianzmatrix für die Größen a_K und a_{Po-218}

$$G_a = (\tilde{M}^T * G_Z * \tilde{M})^{-1} \text{ mit den Diagonalelementen als Varianz von } a_K \text{ bzw. } a_{Po-218}$$

5. Mathematische Berechnung der Filteraktivität und Ziehung zufälliger Messwerte

Zur Simulation einer Messung mit Schrittbandfilter wurde das Filterband in schmale Streifen zerlegt (siehe Abb. 2). In *Visual Basic for Applications (VBA)* von Microsoft Excel wurde jedem Filterstreifen-Objekt die Eigenschaften Nuklidaktivität und Position auf dem Filterband zugeordnet. Die Methoden zur Berechnung von Aufbau und Zerfall der Radionuklide auf einem Filterstreifen waren bereits im Rahmen von Studienarbeiten der DHBW entwickelt worden. Beim Aufstellen und Lösen der entsprechenden Differentialgleichungen wurde o.B.d.A. ein Sammelwirkungsgrad von 100 % angenommen und nur die Hauptzerfallswege von Po-218 bis Pb-210 berücksichtigt. Alle 20 Sekunden (Messdauer) bewegt sich ein Streifen einen Schritt weiter und es werden mit den Methoden die Eigenschaften des Streifens neu bestimmt (Messung). Befand sich ein Streifen unter dem Detektor, wird abhängig von den aktuellen Aktivitätskonzentrationen der Nuklide in der Luft eine Abscheidung berücksichtigt. Befand sich ein Streifen nicht unter dem Detektor, wird nur der Zerfall der Nuklide auf dem Filter berechnet. Nach 60 Schritten (20 Minuten) werden die Messwerte aller Streifen, die in dieser Zeit unter dem Detektor waren, aufaddiert. Die Impulszahlen werden durch Ziehung aus einer Gauß-Verteilung nach dem Box-Muller-Verfahren aus den berechneten Aktivitäten zugehöriger Varianz erzeugt. Die Lösung der (Gl.4) erfolgt durch Matrix-Methoden aus [7].

6. Ergebnisse

Die zeitliche Abhängigkeit der jeweils für den Detektor im Bestäubungsfenster messbaren Filteraktivität wird in Abb. 5 dargestellt. Man sieht deutlich den Einfluss einer sich ändernden Konzentration der Radonfolgeprodukte auf die Filteraktivität (hier zwischen Minute 20 und 40). Ein konstanter Kalibrierfaktor, der auf eine Sättigung der Filteraktivität bezogen wird, könnte auch bei konstanter künstlicher Aktivitätskonzentration kein korrektes Ergebnis liefern.

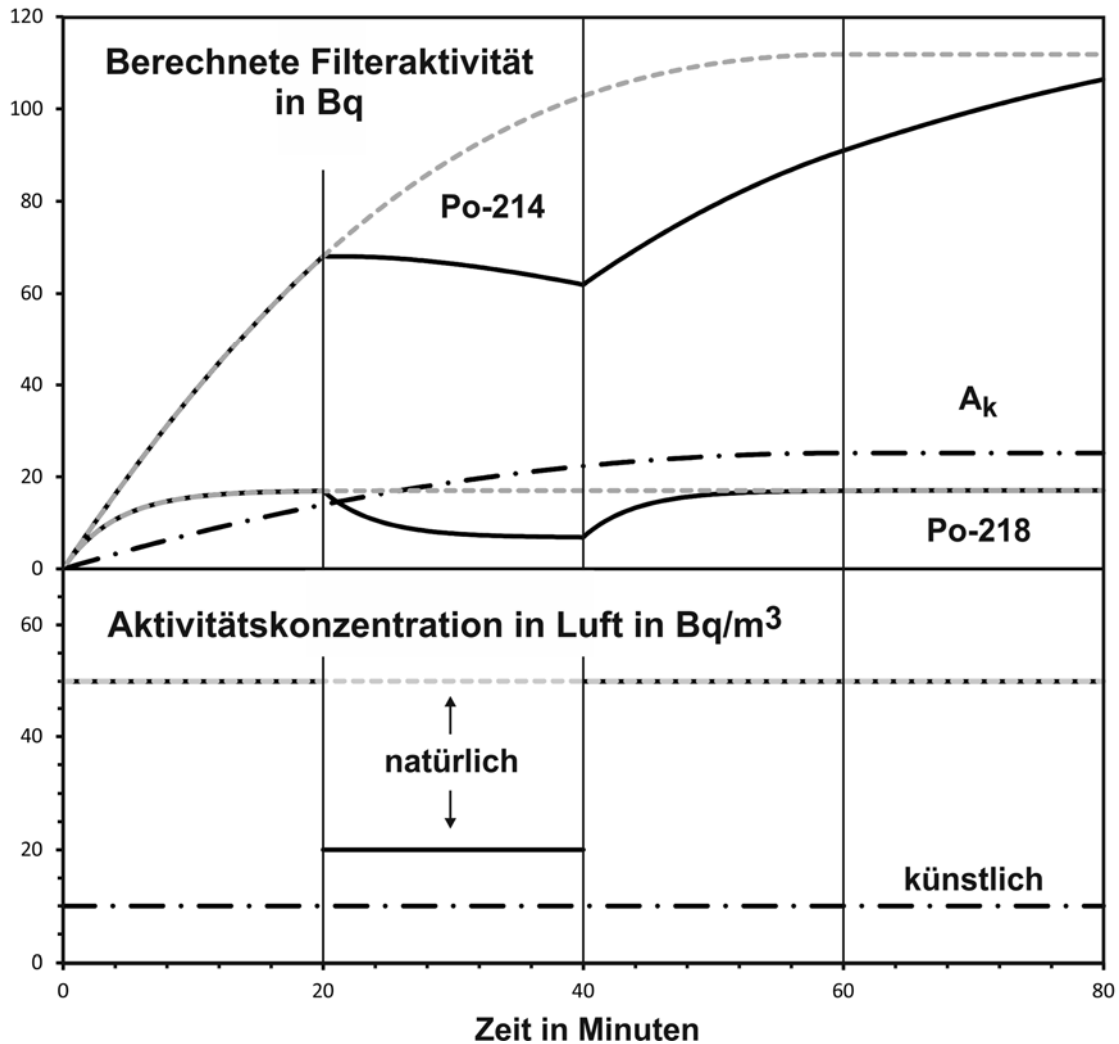


Abb. 5: Ergebnisse einer Berechnung der α -Filteraktivitätsbeladung aufgrund vorgegebener Aktivitätskonzentrationen: Die künstliche Aktivitätskonzentration blieb durchgehend bei 10Bq/m^3 , alle natürlichen Aktivitätskonzentrationen bei 50Bq/m^3 bei einer Absenkung auf 20Bq/m^3 zwischen 20 und 40 min.

Abb. 6 zeigt die Ergebnisse der simulierten Messergebnisse für die in Abb. 5 dargestellten aufeinanderfolgenden Bilanzierungsbereiche von jeweils 20 Minuten als Funktion der vorgegebenen künstlichen Aktivitätskonzentration. Man erkennt deutlich, dass die Streubreite im Mittel mit zunehmender Aktivitätskonzentration kleiner wird. Das Modell beschränkt sich zudem auf die Ziehung aus einer Gauß-Verteilung. Bei kleinen Aktivitätswerten sollte zur Poisson-Verteilung übergegangen werden. Ebenso trägt die mathematische Vereinfachung der kontinuierlichen Zeitentwicklung der Modellgrößen durch diskrete Funktionswerte mit einem Zeitraster von 20s zu den Streubreiten bei.

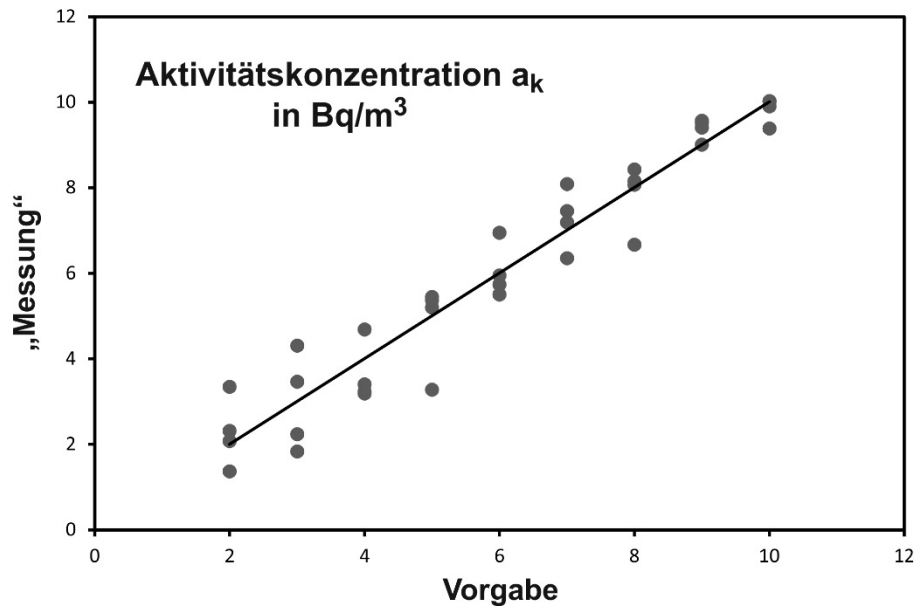


Abb. 6: Vergleich von Vorgabe und Simulation der Messung der künstlichen Aktivitätskonzentrationen über alle in Abb.5 dargestellten Bilanzierungszeiträume mit den jeweiligen Konzentrationswerten der natürlichen Aktivität

7. Fazit und Ausblick

Wir können aufgrund der Ergebnisse feststellen, dass sich Schrittbandfilter mit ABPD und AERD Technik entgegen der Meinung in [1] durchaus als Messgeräte zur Bestimmung künstlicher zeitabhängiger Aktivitätskonzentrationen geeignet sind. Der beschriebene Algorithmus arbeitet insbesondere auch bei wechselnden natürlichen Aktivitätskonzentrationen der Rn-222-Folgeprodukte. Das Ergebnis hängt wesentlich davon ab, dass der Pseudokoinzidenzfaktor f_{ps} nicht auf die Gesamtaktivität von Po-214 skaliert wird. f_{ps} ist ein gerätespezifischer Parameter, der nur Anteile der Po-214 Aktivität erfasst! Ebenso liefern ABPD- und AERD-Technik voneinander unabhängige Informationen über die Höhe der Aktivität von Po-214. Deshalb müssen diese Einzelergebnisse durch eine gewichtete Summe nach (Gl.3) zusammengefasst werden. Im Allgemeinen geht das AERD Ergebnis wegen seiner kleineren Varianz stärker in das Endergebnis der Po-214 Aktivität ein.

Aufgrund der Beschränkung der zufälligen Ziehung der Zählimpulse aus einer Gauß-Verteilung, konnte die Simulation nicht für noch geringere künstliche Aktivitätskonzentrationen durchgeführt werden. Es wäre sicherlich interessant, den vorgestellten Algorithmus direkt mit einem Schrittbandfilter-Monitor im Realzeitmodus zu testen.

8. Literaturverzeichnis

- [1] W. C. Evans, "Quantitative Methods for Continuous Particulate Air Monitoring", IEEE Transactions on Nuclear Science, 48, 5, October 2001
- [2] B. Kraut, W. Schwarz, W. Kraut, „Kontinuierliche Überwachung der α -Aktivität eines Aerosolfilters mit der Pseudokoinzidenzmessetechnik - explizite Berücksichtigung der kurzlebigen Po-218“, 8.Gemeinsame Tagung ÖVS/FS. 5.-9. Oktober 2015, Baden bei Wien

- [3] W. Kraut, „Bestimmung der natürlichen Radioaktivität mit Hilfe der Pseudokoinzidenztechnik“, Strahlenschutz-Aspekte bei natürlicher Radioaktivität, 38. Jahrestagung FS, 2006, Dresden
- [4] R. Winkler, F. Ruckerbauer, M. Trautmannsheimer „Tages- und Jahreszeitliche Schwankungen des Gleichgewichtsfaktors in der bodennahen Luft“, Radioaktivität in Mensch und Umwelt, 30. Jahrestagung FS, 1998, Lindau
- [5] S. Brandt, „Statistische Methoden der Datenanalyse“, Hochschulsript 816/816a, Bibliographisches Institut Mannheim, 1968
- [6] G. D'Agostini „Bayesian Reasoning in Data Analysis“, World Scientific Publishing Singapore, 2003
- [7] R. de Levie, „Advanced Excel for scientific data analysis“, Oxford University Press, 2008

BESTIMMUNG VON BLEI-210 IN TRINKWASSER

M. Müller¹⁾, M. Zoriy²⁾

¹⁾Forschungszentrum Jülich GmbH, Jülich, Deutschland

²⁾Forschungszentrum Jülich GmbH, Strahlenschutz und Sicherheit, Jülich, Deutschland

Es wurde ein Verfahren zur Bestimmung von Blei-210 in Trinkwasser entwickelt mit einer indirekten Methode über das Tochternuklid Bismut-210. Dazu wurde eine Spontandeposition von einer wässrigen Lösung genutzt, um das Bismut-210 auf Nickel abzuscheiden und anschließend im Proportionalzähler zu messen. Zuerst wurde das Verfahren an destilliertem Wasser getestet. Zur Optimierung der Ausbeute hat sich ein Aufkochen der Lösung und die Zugabe vom Bi-209 Trägers als positiv heraus gestellt. Die Ausbeute lag durchschnittlich bei 90%. Mit verschiedenen Messtechniken (Alphaspektrometrie und LSC) wurde das Gleichgewicht der Radionuklide festgestellt. Danach wurde das entwickelte Verfahren auf reale Proben angewendet. Um die Nachweisgrenze des Verfahrens zu verbessern, mussten einige Proben aufkonzentriert werden. Dabei hat sich die Nachweisgrenze um den Faktor 10-100 verbessert. Schließlich wurde das entwickelte Verfahren zur Bestimmung von Blei-210 mit einem Ringversuch von NPL validiert. Die Ergebnisse der Validierung und der durchgeführten Tests werden in einer Posterpräsentation dargestellt.

Das Verfahren kann eingesetzt werden, um indirekt Rn-222 Konzentrationen in festen und flüssigen Stoffen zu bestimmen.

AKTUALISIERUNG VON KALIBRIERKURVEN VON $^{14}\text{C}/\text{C}$, $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ UND $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ IN ELEFANTENELFENBEIN ZUM ZWECKE DER ALTERBESTIMMUNG UND DIE KONSEQUENZEN FÜR DEN STRAHLENSCHUTZ NICHT-MENSCHLICHER ARTEN

ACTUALIZING OF CALIBRATION CURVES OF $^{14}\text{C}/\text{C}$, $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$, $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ IN IVORY FOR THE DETERMINATION OF THE POST MORTAL INTERVAL OF ELEPHANTS AND CONSEQUENCES OF THE RADIATION PROTECTION OF NON-HUMAN SPECIES

R. Schupfner¹⁾

¹⁾ZRN-URA-Laboratorium, Institut für analytische Chemie, Chemo- und Biosensorik, Universität Regensburg, Deutschland

Zusammenfassung

Die Bestimmung der spezifischen Aktivität der Radionuklide $^{14}\text{C}/\text{C}$, $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ und $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ durch Anwendung einer kombinierten Analysenmethode hat sich als sehr nützliches Werkzeug zur eindeutigen Alterbestimmung an Elefantenelefenbein zum Zwecke des Artenschutzes erwiesen. Die Datierung erfolgt dabei durch Vergleich der erhaltenen Werte der spezifischen Aktivität für $^{14}\text{C}/\text{C}$, $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ und $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ mit Kalibrierkurven, die mittels Analysen unabhängig datierter Elfenbeinproben erstellt worden sind. Das Alter der Proben auf den diese Kurven basieren reichte nur bis 2012. Während der letzten fünf Jahre gab es eine Informationslücke für $^{14}\text{C}/\text{C}$ und $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$. Um diese Lücke zu schließen, wurden weitere Analysen an 12 unabhängig datierten Elfenbein und einigen Holzproben durchgeführt, die den Tieren nachweislich zwischen 2010 und 2015 entnommen worden sind. Die Befunde lieferten erstaunliche Ergebnisse. Die Werte des $^{14}\text{C}/\text{C}$ in Elfenbein sind bereits auf Werte um 100 pMC gesunken, die nicht mehr weit über den Vorkernwaffenwerten liegen. Damit ist auch experimentell belegt, dass die „Erblindung“ der $^{14}\text{C}/\text{C}$ Datierung bereits begonnen hat und zunehmend fortschreiten wird. Die Werte des $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ sind liegen bei Proben aus dem Jahren 2010 bis 2015 in einem Bereich zwischen 0,03 und 0,07 Bq $^{90}\text{Sr}/\text{g Ca}$ und damit sehr viel höher als in menschlichem Knochengewebe, wie folgende Abbildung zeigt.

Dies trifft in gesamten Zeitraum zu für die die Bombenkurve erstellt wurde. Es werden Ergebnisse für die Radionuklide $^{14}\text{C}/\text{C}$, $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ und $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ in Elfenbein für einen Zeitraum von vor 1950 bis 2015 berichtet und im Hinblick auf ihre Interpretation für die Datierung und den Strahlenschutz diskutiert.

Summary

The determination of the activity concentration of the radionuclides $^{14}\text{C}/\text{C}$ and $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ and $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ applying combined radionuclide analyses methods has been proved to be a suitable tool for the purpose of an unambiguous age determination of elephant ivory [1, 2, 3, 10, 11, 12, 13]. Analysing representative and independently dated samples ($N = 28$) of ivory the curves fitting the post mortal interval (PMI) versus the activity concentration of the radionuclides mentioned above produced the data base enabling a more unambiguous age determination. Data from these studies origin [1, 2, 3, 10, 11, 12, 13] in analyses of ivory samples which were available up to the 2012. During the last five years there was a gap in information of the future trend of $^{14}\text{C}/\text{C}$ and $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$. Up to this study it was not possible to assess whether the future

level of $^{14}\text{C}/\text{C}$ as well as $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ can analytically be distinguished from the level before 1954. At about 1954 the activity concentration of radionuclides from the atmospheric nuclear explosion, as ^{14}C and ^{90}Sr , increased in ivory significantly. This study aims in closing this information gap. The results of analyses of $^{14}\text{C}/\text{C}$, $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$, $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ in ivory with PMI values ranging from 1 to 5 years are presented and interpreted. These data enable an actualization of the calibration curves of PMI versus specific activities. This is necessary for a better understanding of the effect of blindness of $^{14}\text{C}/\text{C}$ dating and its prevention. On the base of all available results from independent dated ivory sample available up to 2015 a suitable analytical procedure is suggested which aims in a more precise and reliable age determination of elephant tusks. Results of determining of radionuclides $^{14}\text{C}/\text{C}$ and $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ and $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ in ivory are shown from before 1950 to 2015. These results are discussed with respect the purposes of dating as well as their significance to the radiation protection of nonhuman species.

Schlüsselwörter Elefantenelfenbein, Altersbestimmung, $^{14}\text{C}/\text{C}$, $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$
Keywords Elephant-ivory, age determination, $^{14}\text{C}/\text{C}$, $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$

1. Materials and Methods

Within 2015 [4] 13 ivory samples dated independently were analysed applying the radio analytical methods which has been developed and validated in earlier studies [2, 3, 10, 11, 12]. These analyses procedures are suited for the purpose of a reliable age determination of ivory [1, 2, 3, 10, 11, 12]. The samples analysed in this study have been collected from living elephants in zoos situated in Germany and Switzerland during the years 2011 to 2015 [4]. In table 1 a number of important sample parameters are shown. In all 13 samples $^{14}\text{C}/\text{C}$ has been analysed in addition to this ten samples $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$, $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ too.

Table 1: Sample Parameters of 13 ivory samples taken from 2010 to 2015 according to Auerhammer [4].

sample name	Zoo	Origin	Year of Birth	Year of Sample Collection	sample weight m [g]	
					total ivory mass (ww)	analysed sample ash (aw)
					$m_{\text{ivory}} \pm u(m_{\text{ivory}})$	$m_{\text{ash}} \pm u(m_{\text{ash}})$
Yoga	Basel	africa	1995	01.07.2012	66,00 ± 0,01	6,48 ± 0,01
Tusker	Wuppertal	africa	1992	15.10.2012	121,74 ± 0,01	7,04 ± 0,01
				20.05.2010	13,55 ± 0,01	6,68 ± 0,01
				19.07.2011	9,02 ± 0,01	4,06 ± 0,01
				23.01.2013	14,86 ± 0,01	5,50 ± 0,01
				25.01.2013	21,79 ± 0,01	5,10 ± 0,01
				10.04.2014	11,37 ± 0,01	5,28 ± 0,01
Bongi			03.06.2005	2014	17,24 ± 0,01	6,15 ± 0,01
Sabiere			1992	2015	43,51 ± 0,01	5,62 ± 0,01
"no name"			unknown	2010	10,58 ± 0,01	5,70 ± 0,01
Gayendra	München, Hellabrunn	asia	30.04.1993	2011	74,08 ± 0,01	ashing not necessary
Ludwig			06.05.2011	2015	46,05 ± 0,01	
Temi			02.11.2001	2013	43,86 ± 0,01	

2. Results

In table 2 the results of the analyses are shown. The values of activity concentration are calculated on the base of often used units. In the case of $^{14}\text{C}/\text{C}$ it is pMC (percentage modern carbon), in the case of $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ it is Bq/g Ca and for the thorium isotopes it is the ratio of activity

concentrations $a(^{228}\text{Th})$ divided through $a(^{232}\text{Th})$ abbreviated by $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ being calculated applying different equations (equation 5b, 5c or 6b). Because the sample collection was taken from living animals a PMI is not defined. Therefore the time between analyses and sample collection is named Δt which can be interpreted as PMI. The characteristic values of the analytical parameters are compared with those from the earlier studies [1] first. Then, the results are compared with the calibration curves according to Schupfner [1] based on the data of Brunnermeier [2, 11, 13] and Hua and Barbetti [5].

Table 2: Results of determination of the activity concentration of $^{14}\text{C}/\text{C}$, $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$, $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ of 13 ivory samples dated independently.

URA-Code #	sample name	Year of Sample Collection	sample weight m [g]		$^{14}\text{C}/\text{C}$ [pMC]	$^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ [Bq/g Ca]	$^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$	time between analyses and sample collection Δt [d]	Remarks
			total ivory mass (ww)	analysed sample ash (aw)					
			$m_{\text{ivory}} \pm u(m_{\text{ivory}})$	$m_{\text{ash}} \pm u(m_{\text{ash}})$	$a_{\text{mean}} \pm u(a)$	$a_{\text{mean}} \pm u(a)$	$\xi_{\text{mean}} \pm u(\xi)$	$\Delta t \pm u(\Delta t)$	
8000193	Yoga	2012	53,33 ± 0,01	6,48 ± 0,01	118,6 ± 2,0	0,030 ± 0,001	29,9 ± 11,4	1284 ± 183	(a-b) _{Th232} /(a _{Th228} -b _{Th232} *1,19)
8000194	Tusker	15.102.012	121,74 ± 0,01	7,04 ± 0,01	106,1 ± 1,6	0,048 ± 0,002	30,2 ± 9,1	1179 ± 15	Th blank neglected
8000195	Tusker	20.05.2010	13,55 ± 0,01	6,68 ± 0,01	100,0 ± 1,5	0,043 ± 0,002	20,1 ± 5,1	1179 ± 15	Th blank applied
8000196	Tusker	19.07.2011	9,02 ± 0,01	4,06 ± 0,01	108,2 ± 2,0	0,036 ± 0,002	36,0 ± 18,4	2087 ± 1	$N_{\text{Th228}}/N_{\text{WGTTh232}}$
8000197	Tusker	23.01.2013	14,86 ± 0,01	5,50 ± 0,01	97,31 ± 1,5	0,042 ± 0,002	30,4 ± 8,6	1633 ± 1	$N_{\text{Th228}}/N_{\text{Th232}}$
8000198	Tusker	25.01.2013	21,79 ± 0,01	5,10 ± 0,01	98,39 ± 1,5	0,037 ± 0,002	30,0 ± 18,0	1108 ± 1	Th-contamination detected, correction applied
8000199	Tusker	10.04.2014	11,37 ± 0,01	5,28 ± 0,01	109,9 ± 1,7	0,038 ± 0,002	27,6 ± 12,0	1113 ± 1	$N_{\text{Th228}}/N_{\text{Th232}}$
8000200	Bongi	2014	17,24 ± 0,01	6,15 ± 0,01	97,55 ± 1,5	0,027 ± 0,002	29,6 ± 10,4	673 ± 183	$N_{\text{Th228}}/N_{\text{Th232}}$
8000201	Sabiere	2015	43,51 ± 0,01	5,62 ± 0,01	99,35 ± 1,5	0,055 ± 0,002	20,4 ± 10,2	363 ± 183	$N_{\text{Th228}}/N_{\text{Th232}}$
8000202	"no name"	2010	10,58 ± 0,01	5,70 ± 0,01	97,9 ± 1,5	0,065 ± 0,004	37,4 ± 27,0	2160 ± 183	$N_{\text{Th228}}/N_{\text{WGTTh232}}$
8000203	Gayendra	2011	74,08 ± 0,01	not determined	104,1 ± 3,7	not analysed	not calculated	not calculated	according to Auerhammer [4]
8000204	Ludwig	2015	48,05 ± 0,01		104,1 ± 1,2				
8000205	Temi	2013	43,86 ± 0,01		103,0 ± 1,3				

The analytical procedures according to Brunnermeier and Schmied [2, 3, 10, 11, 12, 13] determining the activity concentration of $^{14}\text{C}/\text{C}$, $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$, $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ show characteristic values which has been received during several reference analyses for example analysing 60 ivory sample in 2013 (reference 1) or during the development of these methods (reference 2) described by Schupfner [1]. In the present study the mean chemical yield of the thorium isotopes is significantly smaller than the reference value. In contrast to the reference chemical yield its standard deviation is lower. To receive sufficient low values of LLD¹⁾ the mean counting time t_L ²⁾ has been extended to about 8,3 days per sample that is more than double the reference counting time. Almost all values which are characteristic for the precision and the ability of low-level counting are within the range of the reference data. Especially ^{90}Sr fulfil all quality criteria significantly. The analyses results are suited to be compared with the calibration curves [1, 2, 3, 5] and can be interpreted in the following way.

3. Interpretation of the results: $^{14}\text{C}/\text{C}$

The results of $^{14}\text{C}/\text{C}$ shown in table 1 are found to be within a range from about 97 to about 118. The mean value of the relative uncertainty $u_{\text{rel}}(^{14}\text{C}/\text{C})$ according to a confidence level of 68,3% is about 2%. This value is in accordance to the reference value of about $(5 \pm 3)\%$ observed during the validation process analysing 69 samples [3]. The mean value and the

¹⁾ LLD: Lower Limit of Detection.

²⁾ t_L : Dead time corrected counting time named life time.

standard deviation of $^{14}\text{C}/\text{C}$ is (103 ± 6) pMC. Before the nuclear weapon fallout caused a significant increase of $^{14}\text{C}/\text{C}$ in global terrestrial food chains i.e. before 1956 the value of pMC of 98 ± 2 is representative according to data of Hua and Barbetti [5] analysing wood samples and $97,8 \pm 2,0$ is representative according to Brunnermeier [2] analysing independent dated ivory. Other references like Eisenbud [15], the UNSCEAR report 1993 [16] and Lieser [17] present similar values of $^{14}\text{C}/\text{C}$ before 1956 but the deviation of their values from the mean is about $\pm 10\%$. Within the scope of the uncertainties of the analyses no significant difference between wood and ivory can be observed before 1956. It has been shown that nearly 50% of the samples with PMI < 5 years are below the upper limit of $^{14}\text{C}/\text{C}$ which is representative for ivory [2] and wood [5] before 1954. Because of an in vivo sample collection it must be considered that the site of sample collection may not be representative for age determination of ivory in any case. Therefore it is not excluded that the $^{14}\text{C}/\text{C}$ content of some samples are taken from older tissues causing too high values of $^{14}\text{C}/\text{C}$. In addition to ivory samples Auerhammer [4] analysed wood. In ten tree rings of cherry and spruce wood from 2010 to 2015 Auerhammer [4] found a mean value of $^{14}\text{C}/\text{C}$ of these wood samples of (100 ± 2) pMC. This result indicates that the values of $^{14}\text{C}/\text{C}$ in ivory from 1010 to 2015 tend to be rather too high than too low. The corresponding data of ivory [2] and wood [5] before 1954 support this interpretation. As a conclusion the calibration curve of $^{14}\text{C}/\text{C}$ showing the dates of death T_D versus $^{14}\text{C}/\text{C}$ must be actualised for $T_D > 1965$. Whether the elephant lived at the south or at the north hemisphere do not cause a significant difference at $T_D < 1964$ and $T_D > 1967$. As calibration curves according to the data of Brunnermeier [2] and Auerhammer [4] and Hua and Barbetti [5] the polynomials of degree 4 or 5 are suggested to determine T_D within an interval of $1954 < T_D < 2015$. According to the date of Hua and Barbetti [5] the distinction between north and south hemisphere is necessary only in a period ranging from about 1963 to 1965. In 1963 the maximum of $^{14}\text{C}/\text{C}$ in wood was reached at about 199 pMC on the north hemisphere whereas in 1965 the maximum of $^{14}\text{C}/\text{C}$ with about 168 pMC was observed at the south hemisphere (Hua and Barbetti [5]). Therefore only in a period ranging from about 1956 to 1963 different values of the coefficients a_0 to a_5 are suggested, if it is known, whether an analysed ivory sample originates from an elephant living on the south or north hemisphere. Above 1965 a distinction between north and south hemisphere is suggested to be no longer necessary. In figure 1 the dates of death T_D versus the values of $^{14}\text{C}/\text{C}$ of independent dated ivory are shown according to Brunnermeier [2]. These data are compared to the data of wood presented by Hua and Barbetti [5] and Auerhammer [4].

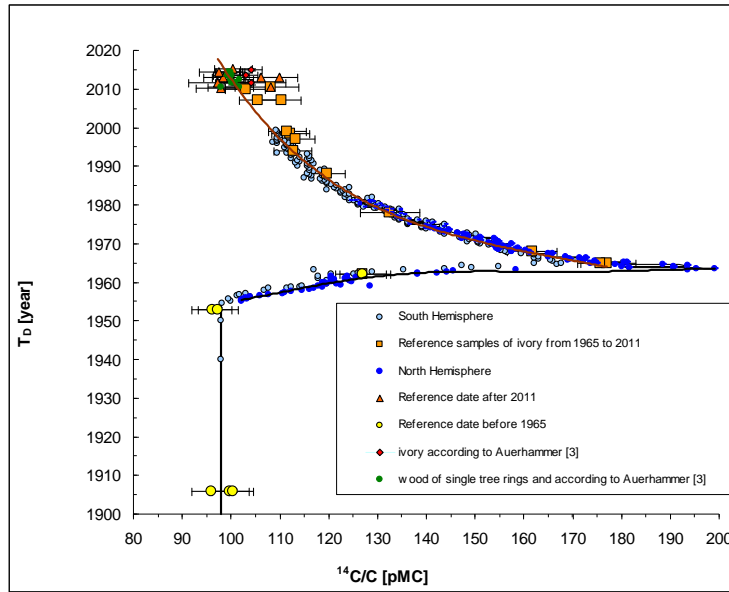


Figure 1: T_D versus $^{14}\text{C}/\text{C}$ of ivory and comparison of $^{14}\text{C}/\text{C}$ -values in wood according to Brunnermeier [2], Hua and Barbetti [5], Auerhammer [4]. The full lines are calculated applying equation.

4. Conclusion of $^{14}\text{C}/\text{C}$

In ivory of living elephants the activity concentration of $^{14}\text{C}/\text{C}$ decreased to below 100 pMC during the last few years. Therefore, if future analyses will show pMC values of about 100 it will not be possible to distinguish ivory of an age before 1956 from those of an age of only few years. The blindness of $^{14}\text{C}/\text{C}$ dating has already started and will proceed.

5. Interpretation of the results: $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$

The values of $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ shown in table 1 range from about 0,03 to about 0,07 $^{90}\text{Sr}/\text{g Ca}$. The mean value of the relative uncertainty $u_{\text{rel}}(a)$ according to a confidence level of 95% is about 4,5%. This is in accordance to a value of about $(4 \pm 2)\%$ observed. The mean value of $(0,042 \pm 0,012)$ Bq $^{90}\text{Sr}/\text{g Ca}$ is a factor of about 25 above the detection limit. The trend of $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ of $T_D > 1965$ can be fitted by two different curves. The curves of significantly lower values fit a portion of about 27% of the available data quite well. About 73% of the $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ results with $T_D > 1965$ are fitted much better by the higher curve. All analysed ivory in this study are sampled from animals living at the north hemisphere. The UNSCEAR report 1993 [15] presents the assessment of the population weighed deposition density of the most important radionuclides from the atmospheric nuclear test explosions on the north and south hemisphere. They state that the deposition of ^{90}Sr was a factor of about 4 higher at the north hemisphere than at the south [15]. Perhaps, this fact declares these relative high values. In figure 2 T_D versus $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ is shown as result of independent dated ivory according to Schmied [3]. In addition to this the values of $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ in human bone tissue of adult inhabitants of New York according to Eisenbud [15] are shown.

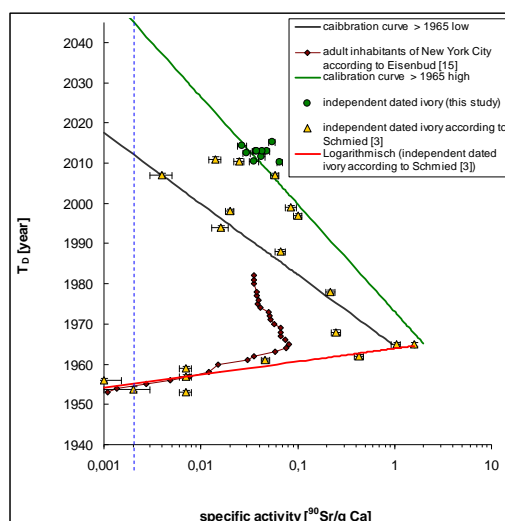


Figure 2: PMI versus $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ of ivory and comparison to the values in ivory according to Schmied [2].

After 1960 to about 1982 the ratio of $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ for ivory to human bone tissue decreases from about 25 to 13 compared with the ivory calibration curve (high). As calibration curves according to Schupfner [1] on the basis of the data of Schmied [3] as well as the data found here logarithmic functions are suggested to determine TD within an interval of $1956 < \text{TD} < 2015$.

The values of $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ of the recently analysed samples are significant above the detection limit in ivory of low PMI. In contrast to $^{14}\text{C}/\text{C}$ the following conclusions may be drawn: If $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ is found in elephant ivory a PMI corresponding to a date of death TD before 1956 is excluded. For $\text{TD} > 1965$ two calibration curves describe the behaviour of $\text{TD}(\text{Sr}/\text{Ca})$ fairly well.. The lower curve (black full line in figure 2) describes the values of $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ which are about as factor of 4 to 5 below the upper curve (black full line in figure 2). A reasonable interpretation of the observed difference is the geographic difference of the origin of the ivory samples. Assuming the ivory samples with low $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ are taken from elephants living mainly at the south hemisphere the high values of $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ are related to elephants living mainly at the north hemisphere. Nevertheless, the analysis of $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ with sufficient low LLD of about 0,002 Bq $^{90}\text{Sr}/\text{g Ca}$ can prevent the impending blindness of $^{14}\text{C}/\text{C}$ age determination up to about 2045, if the trend of the green calibration curve of figure 2 would continue.

6. Summary

Actualizing the data of activity concentrations of $^{14}\text{C}/\text{C}$, $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$, $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ the data enable to prevent the age determination of elephant ivory from the $^{14}\text{C}/\text{C}$ blindness being in progress. Values of $\text{PMI} < 5$ years are distinguished from $\text{PMI} > 62$ years with a certainty of more than 95%. Further research has to be done to resolve PMI within an range of below 1 to about 4 years increasing the precision and the chemical yield of thorium isotopes as well as decreasing the LLD and blanks for ^{228}Th and ^{232}Th . The maximum of $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ in bone tissues and in ivory are in the same year 1965. But there values differ by a factor of about 25. In ivory much higher maximum values of $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ are observed than in human bone tissue. Before 1960 there is no difference detectable between human bones tissue and ivory.

7. References

- [1] Schupfner, Robert: Age Determination of Ivory and other animal tissues e. g. rhino horn and coat and tortoise-shell, Final Report, Bonn, Bundesamt für Naturschutz, 2012.
- [2] Brunnermeier, Matthias, Development and Validation of an analytical procedure to determine the PMI of elephants detecting ^{14}C und $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ in ivory, Thesis, University of Regensburg, 2012.
- [3] Stefanie Schmied, Development and Validation of an analytical procedure detecting ^{90}Sr for the purpose of the age determination applying the radio nuclides ^{14}C , ^{90}Sr and $^{228/232}\text{Th}$, Thesis, University of Regensburg, 2012.
- [4] Martin Auerhammer, Determination $^{14}\text{C}/\text{C}$ of current samples of elephant ivory and wood, Bachelor thesis, Chemistry, University of Regensburg, 2015.
- [5] Hua, Quan; Barbetti, Mike: Review of tropospheric bomb ^{14}C data for carbon cycle modeling and age calibration purposes. In: Radiocarbon, 46(3), S. 1273-1298, 2004.
- [6] Corinna Lorenz; Age Determination of Ivory Determining the ratio of $^{228}\text{Th}/^{228}\text{Ra}$ in an Elephant Tusk, Bachelor thesis, Chemistry, University of Regensburg, 2012.
- [7] Haas, Gerald, Bestimmung des Transfers natürlicher und künstlicher Radionuklide von Futterpflanzen zu Nutz- und Wildtieren, Diplomarbeit (1992), Universität Regensburg.
- [8] Kandlbinder, Robert, Bestimmung des Verhältnisses von ^{228}Th zu ^{228}Ra in menschlichen Knochen zur Datierung des postmortalen Intervalls, Dissertation (2010), Regensburg.
- [9] Haas, G., Schupfner, R., Müller A. (1995). Uptake and long-time behaviour of naturally occurring radionuclides in tree rings of spruce, J. of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 194(2), 269-276.
- [10] Schmied, S.A.K., Brunnermeier, M.J., Schupfner, R., Wolfbeis, O.S. (2011): Age Assessment of ivory by analysis of ^{14}C and ^{90}Sr whether there is an antique on hand. Forensic Science International 207(1-3) e1-e4.
- [11] Brunnermeier, M.J., Schmied, S.A.K., Müller-Boge, M., Schupfner, R. (2011): Dating of ivory from 20th century by determination of ^{14}C by the direct absorption method. Applied Radiation and Isotopes, DOI: 10.1016/j.apradiso.2011.10.006.
- [12] Schmied, S.A.K., Brunnermeier, M.J., Schupfner, R., Wolfbeis, O.S. (2012): Dating ivory by determination of ^{14}C , ^{90}Sr and $^{228/232}\text{Th}$. Forensic Science International, 221 (1-3), 5-10.
- [13] Brunnermeier, M.J., Schmied, S.A.K., Schupfner, R. (2012): Distribution of ^{14}C , ^{90}Sr and ^{228}Th in an elephant tusk. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 08/2013, 202(3), DOI: 10.1007/s10967-011-1587-8.

- [14] Pfennig, G., Kiewe-Nebius, H., Seelmann-Eggebert, W.† (1995): Karlsruher Nuklidkarte, Forschungszentrum Karlsruhe, GmbH, Marktdienste Haberbeck GmbH, Industriestr. 17, 32791 Lage/Lippe. ISBN 3-921879-18-3.
- [15] Merrill Eisenbud, Environmental Radioactivity, Academic Press, 1987.
- [16] UNSCEAR 1993. United Nations. Ionizing Radiation: Sources and Biological Effects. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation 1993 Report of the General Assembly, with Annexes. United Nations sales publication, New York, 1993.
- [17] Karl Heinrich Lieser, Einführung in die Kernchemie, Verlag, Chemie, 2. Auflage, 1980.

VALIDIERUNG DES PRÜFVERHALTENS "MASSENSPEKTROMETRIE" MITTELS EINES ICP-QMS NACH ANFORDERUNGEN DES QUALITÄT-MANAGEMENTS (QM)

VALIDATION OF THE TESTING METHOD "MASS SPECTROMETRY" WITH AN ICP-QMS ACCORDING TO THE REQUIREMENTS OF QUALITY MANAGEMENT (QM)

C. Schumacher¹⁾, M. Burow¹⁾, M. Froning¹⁾, M. Zoriy¹⁾

¹⁾Forschungszentrum Jülich, Geschäftsbereich Sicherheit und Strahlenschutz, Deutschland

Zusammenfassung

Die Methodvalidierung ist eine wichtige Maßnahme im Zuge der Qualitätssicherung bei der Einführung von neuen Verfahren. Im Bereich der Analytik soll damit sichergestellt werden, dass ein Messgerät für seinen Einsatzzweck geeignet ist und die an es gestellten Anforderungen erfüllt. Besonders zur Erlangung einer Akkreditierung sowie bei Zulassungsverfahren ist eine solche Validierung von Prüfverfahren unabdingbar. In dieser Arbeit wird das Validierungsverfahren am Beispiel eines Quadrupol - Massenspektrometers mit induktiv gekoppeltem Plasma (ICP-QMS) dargestellt.

Die Validierung der Massenspektrometrie mittels ICP-QMS für das Prüfmittel „iCAP Q“ der Firma Thermo Fisher Scientific erfolgte nach den Anforderungen der DIN EN ISO/IEC 17025. Sie besteht aus drei Teilschritten: Charakterisierung des Prüfverfahrens (Ermittlung der Verfahrenskenngrößen im Anwendungsbereich), der Vergleich mit Qualitätsanforderungen und der Nachweis der Erfüllung (Vergleichsmessungen, Messungen von zertifizierten Referenzmaterialien und Teilnahme an Ringversuchen). Zur Bestimmung der Verfahrenskenngrößen wurde mit einem Uranstandard gearbeitet und die Isotope ²³⁴U, ²³⁵U und ²³⁸U gemessen.

Summary

In the field of analytics the validation of methods is always important in course of quality assurance for new introduced procedures. It must be ensured, that a measuring instrument is applicable for its intended use and meets all specified demands. The validation is also essential, especially, when an accreditation or/and an admission of the testing methods is required. In this work the validation procedure on example of an inductively coupled plasma quadrupole mass spectrometry (ICP-QMS) is presented.

All validation steps were performed under the terms of DIN EN ISO/IEC 17025 and were carried out on ICP-QMS "iCAP-Q" (Thermo Fisher Scientific Inc., USA). During the validation, following aspects were examined: characterization of the testing method (determination of the method performance and its application range), comparison with quality requirements and verification of acceptance (comparative measurements, measurements of certified reference material and participation on interlaboratory comparisons). For all determinations a standard solution of uranium of natural isotopic pattern was used. The isotopes of ²³⁴U, ²³⁵U and ²³⁸U were measured.

Schlüsselwörter Methodvalidierung, Massenspektrometrie, ICP-QMS

Keywords validation of methods, mass spectrometry, ICP-QMS

1. Einleitung

Entsprechend den Forderungen der DIN EN ISO/IEC 17025 müssen Analyseverfahren in einem akkreditierten Laboratorium validiert sein. Im flexiblen akkreditierten Prüfbereich „Massenspektrometrie mit induktiv gekoppeltem Plasma“ des radiochemischen Analytiklabors des Geschäftsbereichs Sicherheit und Strahlenschutz im Forschungszentrum Jülich sollte das Prüfmittel „iCAP Q“ aufgenommen werden. Eine Übersicht über ein solches Validierungsverfahren wird im Folgenden vorgestellt. Bei dem Prüfmittel handelt es sich um ein Quadrupol-ICP-MS - System (Q-ICP-MS) der Firma Thermo Fisher, welches für den Einsatz der Element-Analytik in flüssigen und festen Proben vorgesehen ist.

2. Bestimmung der Verfahrenskenngrößen

2.1 Kenngrößen der Kalibrierfunktion

Ansprechempfindlichkeit

Die Ansprechempfindlichkeit wurde mit einer U_{nat} -Standardlösung einer Konzentration von 1000 ng l^{-1} getestet (Abb.1).

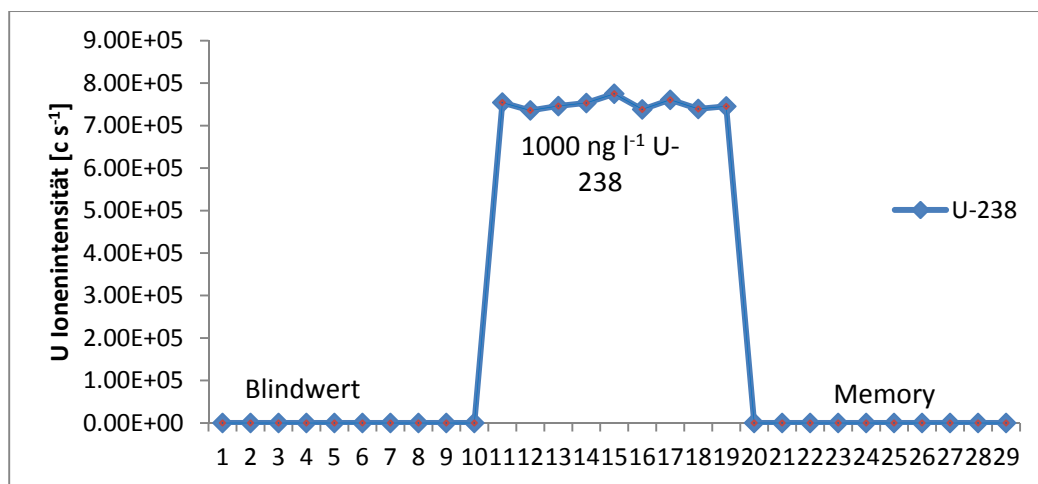


Abb. 1: Transientes $^{238}\text{U}^+$ Signal während der kontinuierlichen Messung

Die Ansprechempfindlichkeit wird wie folgt berechnet (Gl.1):

$$S_u = \frac{(I_{sr} - I_b)}{(C_{st} * Abb_U)} \quad S_u = \frac{(749766 - 18)}{(1000 * 0,9927)} = 755 \text{ cps / ppt} \quad (1)$$

I_{st} Zählrate der Standardlösung [cps]

I_b Zählrate des Blindwertes [cps]

C_{st} Konzentration der Standardlösung [ppt]

S_u Ansprechempfindlichkeit des ICP-MS [cps ppt⁻¹]

Abb_U Häufigkeit des gemessenen Isotopes

Linearitätsbereich

Durch Messung verschiedener Konzentrationen einer Uran-Standardlösung wurde die Linearität ermittelt. Es besteht eine sehr gute Linearität für ^{234}U , ^{235}U und ^{238}U über einen Bereich von 3 Dekaden. Die Korrelationsfaktoren (R) betragen für ^{234}U $R = 0,9996$, für ^{235}U $R = 0,9999$ und für ^{238}U $R = 0,9998$ (s. Abb.2).

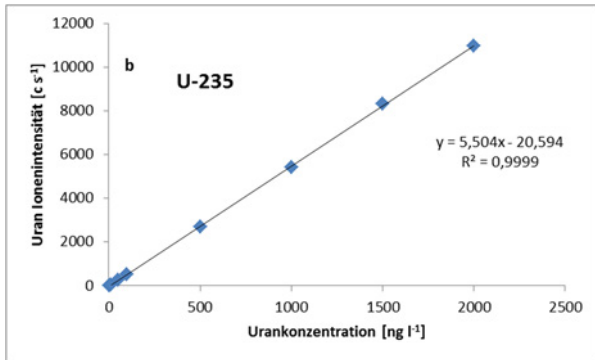


Abb. 2: Kalibriergerade einer Uranstandardlösung am Beispiel von ^{235}U

2.2 Genauigkeitskenngröße

Richtigkeit

„Within-run“-Richtigkeit

Die Richtigkeit des Messverfahrens wurde mit Hilfe einer Kalibrierreihe und drei „Richtigkeitsproben“ anhand folgender Formel bestimmt:

$$A_{U_x} = \left[\frac{I_{gem} - I_{soll}}{I_{soll}} \right] * 100 \quad (2)$$

A_{U_x} Richtigkeit für das U-Isotop „Ux“

I_{gem} gemessene Geräteempfindlichkeit

I_{soll} anzunehmende Geräteempfindlichkeit berechnet über die Kalibriergerade

Die „Richtigkeitsproben“ zeigten eine gute Übereinstimmung mit den Erwartungswerten (s. Tab.1).

Tab. 1: Richtigkeit für die gemessenen Uran-Konzentrationen

	Erwartungswert in cps			Richtigkeit A _{Ux} in %		
	U-234	U-235	U-238	U-234	U-235	U-238
BLW	0,04	0,44	16			
50 ppt	2,10	262	37152			
100 ppt	4,08	519	72643			
500 ppt	21	2644	368327			
1000 ppt	41	5370	745697			
1500 ppt	63	8185	1140699			
2000 ppt	80	10831	1502917			
	Richtigkeitsproben					
P 1 (100 ppt)	4,06	522	72520	-0,49	0,47	-0,17
P 2 (500 ppt)	19	2625	363571	-6,61	-0,74	-1,29
P 3 (1500 ppt)	61	8149	1131627	-4,26	-0,45	-0,80

Carry-over-study

Um sicherzustellen, dass die "Curry-over" des Prüfverfahrens zur Ermittlung der Urankonzentration und ihrer Isotopenverhältnisse mit Hilfe des Quadrupol-ICP-MS richtig ist, wurde vor und nach der 1000 ppt Uran-Standard-Lösung ein Blindwert gemessen. Die Ergebnisse zeigen, dass die U-Intensität des Blindwerts annähernd den gleichen experimentellen Fehler der Methode (16 ± 5 cps im Gegensatz zu den 19 ± 6 cps) aufweist, wenn die Blindprobe vor und nach der 1000 ppt U-Standardlösung gemessen wird (s. Abb. 1).

Präzision

Zur Bestimmung der Präzision wurde zunächst eine Kalibrierreihe aus dem Uran-Standard und anschließend drei angesetzte Uranlösungen bekannter Konzentration mit $n = 10$ Wiederholungen gemessen. Aus den erhaltenen Messwerten konnte nun zur Ermittlung der Präzision ein Schwankungskoeffizient CV wie folgt berechnet werden (Gl. 2):

$$CV = \left(\frac{SD}{M} \right) * 100 \quad (3)$$

wobei

CV Schwankungskoeffizient

SD Standardabweichung der Messungen

M Mittelwert Geräteempfindlichkeit

Dabei ergaben sich Schwankungskoeffizienten zwischen 0,10% und 0,58% (s. Tab.3):

Tab. 3: Berechnete Schwankungskoeffizienten von ²³⁴U, ²³⁵U und ²³⁸U für verschiedene Standard-Konzentrationen

Probe	CV in %		
	U-234	U-235	U-238
100 ppt	0,58	0,14	0,15
1000 ppt	0,27	0,10	0,11
2000 ppt	0,31	0,14	0,14

2.3 Isotopenverhältnismessungen

Trennschärfe, Selektivität

Es wurde der Nachweis erbracht, dass mittels des ICP-QMS präzise Isotopen-Verhältnismessungen durchgeführt werden können [1]. Dazu wurden die Isotopenverhältnisse $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$ und $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ in zwei zertifizierten Uran-Isotopenstandards gemessen (s.Tab.2).

Tab. 4: Richtigkeit der Isotopenverhältnisse gemessen in zertifizierten Isotopenstandards

Isotopenstandard		Ist - Wert	Soll - Wert	Richtigkeit in %
U020	$^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$	1,17E-04	1,28E-04	-8,33
	$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$	2,04E-02	2,08E-02	-1,77
U350	$^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$	3,79E-03	3,88E-03	-2,18
	$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$	5,40E-01	5,46E-01	-1,27

Stabilität

Zur Ermittlung der Stabilität wurde innerhalb eines Zeitraumes (3,5 Stunden) eine 50 ppt Uran-Standardlösung wiederholt gemessen. Die relative Standardabweichung (RSD) der Messwerte für die Uranisotope ist ein Maß für die Signalstabilität (s.Abb.3).

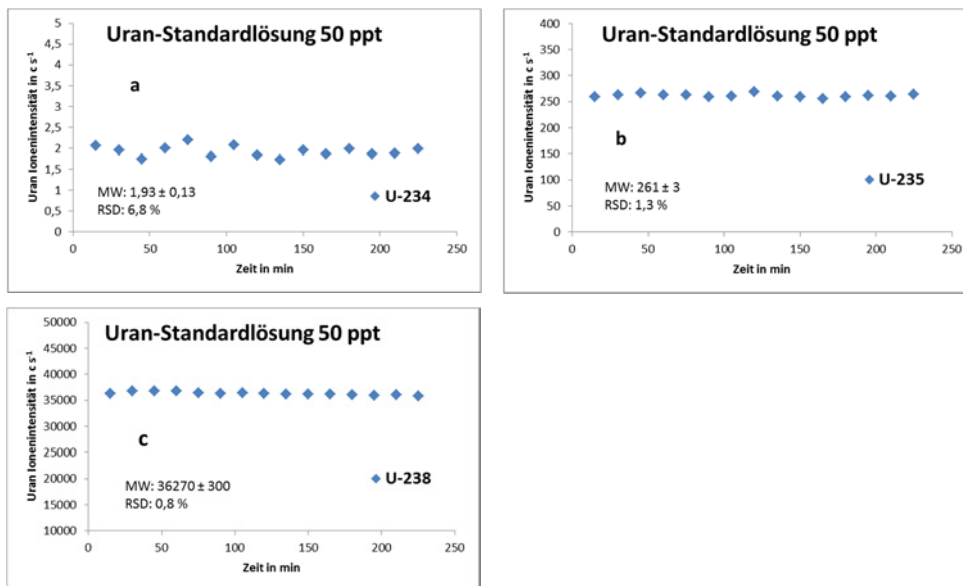


Abb. 3: Signalstabilität von a) ^{234}U , b) ^{235}U , c) ^{238}U

3. Charakteristische Grenzen

Die Berechnungen zu den charakteristischen Grenzen beruhen auf Basis der DIN 32645 [2].

3.1 Nachweisgrenze

Mit Hilfe der Blindwertmethode wurden die Nachweisgrenzen (NWG) für die Uran-Isotope wie folgt berechnet:

$$LOD_{U_x} = \left(\frac{3 * \sigma_{bx}}{s_{U_x}} \right) \quad (4)$$

LOD_{U_x} Nachweisgrenze für Uran "Ux"

σ_{bx} Standardabweichung der gemessenen ^{238}U -Intensität in der Blindprobe [cps]

s_{U_x} Uran Empfindlichkeit des ICP-MS [cps ppt-1]

Dabei wurden Nachweisgrenzen von 2,0E-05 Bq/l für ^{234}U , 5,7E-07 Bq/l für ^{235}U und 1,1E-05 Bq/l für ^{238}U ermittelt.

3.2 Bestimmungsgrenze

Die Bestimmungsgrenze (BG) wurde wie folgt berechnet:

$$LOD_{U_x} = \left(\frac{9 * \sigma_{bx}}{s_{U_x}} \right) \quad (5)$$

LOD_{U_x}

Nachweisgrenze für Uran "Ux"

σ_{bx}

Standardabweichung der gemessenen ^{238}U -Intensität in der Blindprobe [cps]

s_{U_x}

Uran Empfindlichkeit des ICP-MS [cps ppt-1]

Es wurden Bestimmungsgrenzen von 6,1E-05 Bq/l für ^{234}U , 1,7E-06 Bq/l für ^{235}U und 3,3E-05 Bq/l für ^{238}U ermittelt.

3.3 Messunsicherheiten

Die ermittelten Messunsicherheiten beinhalten Beiträge unbekannter systematischer Abweichungen (soweit diese abschätzbar sind) und zufällige Abweichungen sämtlicher Verfahrensschritte[3]. Für das Prüfmittel „iCAP Q“ im Prüfverfahren Massenspektrometrie wurde eine Messunsicherheit u_{gesamt} von 25 % bzw. für Ringversuche, bei denen die Repräsentativität entfällt, von 14 % ermittelt.

4. Nachweis der Erfüllung

4.1 Vergleichsmessungen

Es wurden einige Urinproben sowohl mit dem iCAP Q als auch mit dem MC-ICP-MS „Neptune“ auf den Urangehalt gemessen. In Abbildung 4 ist beispielhaft die Vergleichsmessung für ^{238}U dargestellt. Es zeigten sich gute Übereinstimmungen.

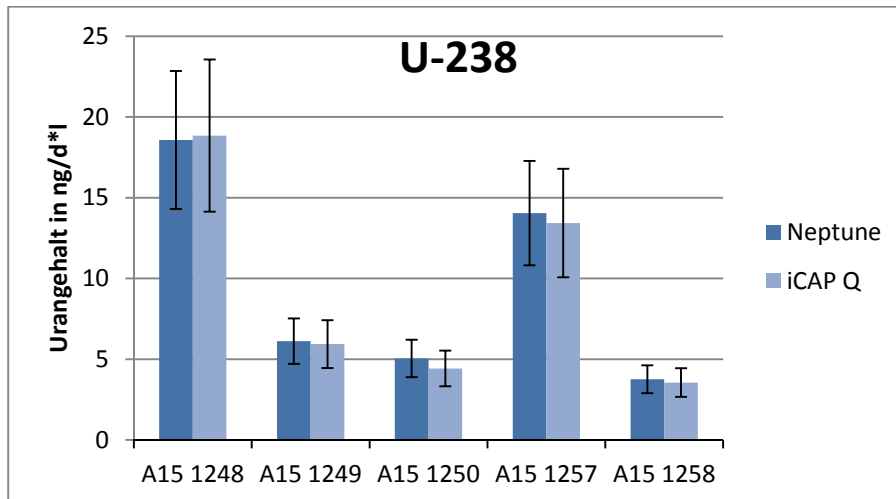


Abb. 4: Bestimmung von ^{238}U in Urinproben

4.2 Ringversuche

Das Prüfmittel iCAP Q wurde ebenfalls eingesetzt, um an mehreren externen Ringversuchen teilzunehmen. In Abbildung 5 ist beispielhaft das Ergebnis der Teilnahme am RV BfS 2015 dargestellt. Es wurden die Uranisotope in Urin erfolgreich bestimmt.

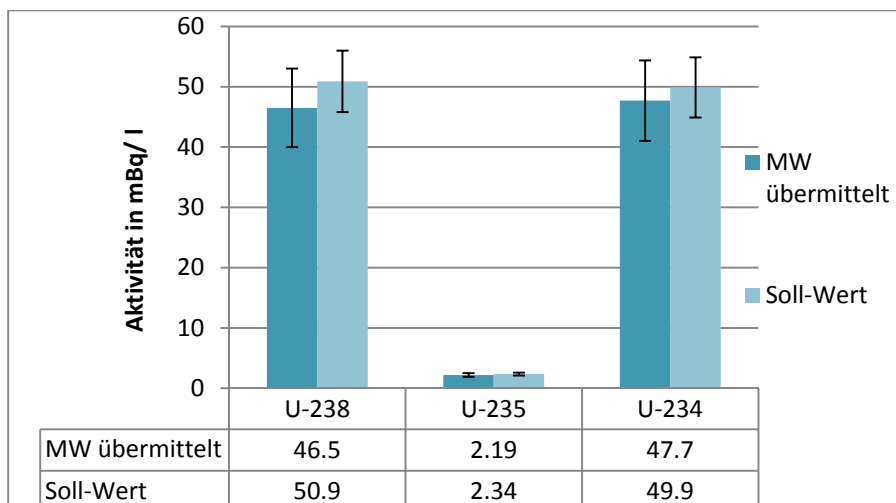


Abb. 5: Ergebnis der Teilnahme am Ringversuch BfS 2015 Uran in Urin

5. Literaturverzeichnis

- [1] Validierung von Prüfverfahren im Geltungsbereich des Scopes des SK-Chemie- und Umwelt; DAkkS 71 SD 4 019 (Rev. 1)
- [2] Nachweis-, Erfassungs- und Bestimmungsgrenze DIN 32645
- [3] Verfahrensanweisung V-AN-08.00 Ermittlung des Messunsicherheitsbudgets in der Radiochemischen Analytik

SCHNELLMETHODE ZUR BESTIMMUNG VON SR-89 UND SR-90 DURCH ČERENKOV- UND PROPORTIONALZÄHLERMESSUNGEN

RAPID METHOD FOR DETERMINING SR-89 AND SR-90 USING CHERENKOV AND PROPORTIONAL COUNTING

S. Lange¹⁾, C. Wende¹⁾, R. Schwokowski¹⁾, M. Alisch-Mark¹⁾, A. Abraham¹⁾, T. Heinrich¹⁾

¹⁾Staatliche Betriebsgesellschaft für Umwelt und Landwirtschaft, Radebeul

Zusammenfassung

Eine Schnellmethode zur Bestimmung von Sr-89 und Sr-90 in Milch, Wasser und allen Arten biologischer Materialien wurde entwickelt und getestet. Nach der Probenvorbereitung wird Strontium mittels Sr-Resin extraktionschromatografisch getrennt. Das entstehende Eluat wird geteilt. Ein Teil davon wird in ein LSC-Vial überführt, der andere Teil durch SrCO₃-Fällung auf einem Filterpapier abgeschieden. Sofort im Anschluss werden simultan eine Čerenkov-Messung im LSC und eine Gesamt-Beta-Bestimmung im Proportionalzähler durchgeführt. Es kamen ein Hidex 300 SL TDCR LSC und ein Thermo Fisher Low-Level Proportionalzähler zum Einsatz. Die chemische Ausbeute des Sr-85-Tracers wurde mittels Gammaskopie ermittelt. Die Berechnung von Unsicherheitsbudget, Nachweis- und Erkennungsgrenzen erfolgte nach GUM und ISO 11929.

Summary

A rapid method for determining Sr-89 and Sr-90 in water, milk and biological samples has been developed and tested. After sample preparation strontium is separated by extraction chromatography using Sr resin. Eluate is divided and transferred to LSC vial and filter paper by SrCO₃ precipitation. A Hidex 300 SL TDCR liquid scintillation counter and Thermo Fisher low level proportional counter have been used. Chemical yield of Sr-85 tracer is determined by Gamma spectroscopy. Uncertainty budget, decision threshold and detection limit are calculated in accordance with GUM and ISO 11929.

Schlüsselwörter Strontium, Schnellbestimmung, Čerenkov

Keywords strontium, rapid determination, Čerenkov

1. Einleitung

Die bei Freisetzung von Kernspaltmaterial in die Umwelt gelangenden Spaltprodukte Sr-89 und Sr-90 werden nach Ingestion kontaminierter Nahrungsmittel bevorzugt in die Knochenzellen des menschlichen Organismus eingelagert. Im Intensivfall ist eine schnelle Bestimmung der Isotope erforderlich, um die resultierende Strahlenexposition der Menschen bewerten zu können.

Laut Rundschreiben des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit vom 23.06.2016 soll das Messergebnis für die Radionuklide Sr-89 und Sr-90 im Intensivfall innerhalb von 48 Stunden nach Probeneingang vorliegen. Zu beprobende Medien sind Blattgemüse, Milch, Weide- und Wiesenbewuchs und Oberflächenwasser [1]. Die zu erreichende Nachweisgrenze liegt bei 10 % des EU-Höchstwertes der spezifischen Aktivität. Der Höchstwert für die Summe der Aktivitätskonzentrationen von Sr-89 und Sr-90 in

Milcherzeugnissen beträgt beispielsweise 125 Bq/kg, daraus resultiert eine geforderte Nachweisgrenze 12,5 Bq/kg [2].

2. Probenpräparation

Strontium wird mit Hilfe eines Strontium-spezifischen Komplexbildners auf Austauschharz extrahiert, welches eine hohe Selektivität und chemische Ausbeute ermöglicht. Als Komplexbildner dient hierbei der Kronenether 4,4'(5')-di-t-butylcyclohexano-18-Krone-6, der bei der Herstellung des SR Resin-Harzes als Lösung mit einer Konzentration von 1 M in 1-Octanol eingesetzt wird [3]. Milchproben werden zuvor mit Chelate-P extrahiert, um eine bessere Trennung von störenden Erdalkalimetallen zu erzielen [4]. Zur Ermittlung der Ausbeute der radiochemischen Trennung wird Sr-85 als Tracer zu den Proben zugegeben.

2.1 Wasser

- Probe mit Sr-85-Tracer eindampfen
- Aufnehmen der Probe in 8M HNO₃

2.2 Milch

- Extraktion der Probe mit Sr-85-Tracer mittels Chelate-P in H⁺-Form
- Eluierung mittels 5M HNO₃ (Reextraktion von Ca, Sr, Ra, Ba, Cs, Co,...)
- Sr-Fällung mit Ammoniumoxalat (Sr sowie Ca, Ba, Cs,...)
- Auflösen des Niederschlages in 8M HNO₃

2.3 Biologische Materialien

- Probenvorbereitung (trocknen, veraschen, mahlen)
- Mikrowellendruckaufschluss der Probe mit HNO₃/HCl/HF bzw. HNO₃/HCl bzw. HNO₃/H₂O₂
- Tracerzugabe Sr-85
- Sr-Fällung mit Ammoniumoxalat (Sr sowie Ca, Ba, Cs,...)
- Auflösen des Niederschlages in 8M HNO₃

2.4 Resin-Extraktion und Herstellung der Messpräparate

- Beaufschlagen der Säule mit Analysenlösung, eventuell filtrieren
- Eluierung mittels 0,05M HNO₃ (Reextraktion von Sr)
- Teilung des Eluates
- 1. Teil: Sr-Fällung mit Ammoniumcarbonat und inaktivem Sr-Träger, Filtration auf Papierfilter
- 2. Teil: Befüllen eines LSC-Glasvials ohne Cocktail

3. Kalibrierung

Die Ermittlung der Nachweiswahrscheinlichkeiten erfolgt mit zertifizierten Standards der Nuklide Sr-85, Sr-89, Sr-90 und Y-90. Zur Kalibrierung von Sr-90 wird Sr-90/Y-90 im Gleichgewicht gemessen. Die Nachweiswahrscheinlichkeit von Sr-90 errechnet sich dann durch Abzug der Nachweiswahrscheinlichkeit des Y-90, welche gesondert mit einem reinen Y-

90-Standard ermittelt wird. Der Proportionalzähler, Typ Thermo Fisher FHT 770 T, wird mit Fällungspräparaten (Strontiumcarbonat- und Yttriumoxalatfällung auf Papierfiltern) mit einer Massenbelegung von $< 5 \text{ mg/cm}^2$ kalibriert. Diese Massenbelegung wird von den Präparaten der zu messenden Proben nicht überschritten. Die Selbstabsorption im Präparat kann auf Grund der geringen Massenbelegung vernachlässigt werden. Die Kalibrierung des LSC, Typ Hidex 300 SL, erfolgt über Standardlösungen in 0,05M HNO_3 ohne die Verwendung eines Cocktails (direkte Messung der Čerenkov-Strahlung). Eine Quenchkorrektur über externen Standard ist hierbei nicht möglich, da gänzlich auf einen Szintillator verzichtet wird. Die durch den externen Standard produzierten Compton-Elektronen liegen deutlich unter der Energieschwelle für die Erzeugung von Čerenkov-Strahlung. Es werden Glas-Vials mit 20 ml Volumen verwendet, das Messfenster des LSC wurde auf den Bereich von Kanal 0 bis 400 definiert. Im Gegensatz zur Kalibrierung der LSC-Fenstermethode mit Quenchkurven gestaltet sich die Kalibrierung sehr einfach und ist robust. Es ergaben sich für das LSC folgende Nachweiswahrscheinlichkeiten mit zugehörigen Unsicherheiten (Tab. 1):

Tab. 1: Nachweiswahrscheinlichkeiten Hidex 300 SL.

	Nachweiswahrscheinlichkeit [%]	Unsicherheitsbeitrag [%]
Sr-89 LSC	37,8	1
Sr-90 LSC	3,4	30
Y-90 LSC	61,1	2

Sr-85 weist eine zu kleine Beta-Energie auf, um einen Zählbeitrag bei der Čerenkov-Messung auf dem LSC leisten zu können. Die ermittelten Nachweiswahrscheinlichkeiten des Proportionalzählers liegen bei ca. 41 % für die in Tab 1. genannten Nuklide, die Unsicherheitsbeiträge liegen hierbei zwischen 2 und 4 %.

4. Messung

Unmittelbar im Anschluss an die Herstellung der Messpräparate werden das Vial im LSC und das Filter im Proportionalzähler gemessen. Die sofortige LSC-Messung dient hauptsächlich der Bestimmung von Sr-89, da Y-90 noch nicht signifikant nachgewachsen ist und Sr-90 nur eine kleine Nachweiswahrscheinlichkeit aufweist. Die Messzeit auf beiden Geräten beträgt jeweils 200 min. Nach Abschluss der Messung auf dem Proportionalzähler erfolgt die gammaspektrometrische Sr-85-Ausbeutebestimmung des Filters über Nacht (Messzeit 8 h auf HPGe-Gammaspektrometer).

5. Auswertung

Die Gesamtzählrate des Proportionalzählers ergibt sich aus:

$$Rb_{PZ} = R_{Sr89_PZ} + R_{Sr90_PZ} + R_{Sr85_PZ} + R_{Y90_PZ} + R0_{PZ} \quad (1)$$

und die Gesamtzählrate der Čerenkov-Messung auf dem LSC erhält man nach:

$$Rb_{LSC} = R_{Sr89_LSC} + R_{Sr90_LSC} + R_{Y90_LSC} + R0_{LSC} \quad (2)$$

Die Zählbeiträge der einzelnen Nuklide ergeben sich aus:

$$R_{\text{Nuklid}} = c_{\text{Nuklid}} \cdot \varphi_{\text{Nuklid}} \cdot V \quad (3)$$

Gleichung 3 wird für alle Nuklide in die Gleichungen 1 und 2 eingesetzt. Nachfolgend werden Gleichung 2 nach c_{Sr89} und Gleichung 1 nach c_{Sr90} umgestellt und der Term für Y-90 durch den Aufbau term aus Sr-90 substituiert. Man erhält ein lineares Gleichungssystem mit 2 Unbekannten. Es ergibt sich:

$$c_{\text{Sr89}} = \frac{Rb_{\text{LSC}} - RO_{\text{LSC}} - c_{\text{Sr90}} \cdot V \cdot (\varphi_{\text{Sr90_LSC}} + \varphi_{\text{Y90_LSC}})}{\varphi_{\text{Sr89_LSC}} \cdot V} \quad (4)$$

und

$$c_{\text{Sr90}} = \frac{Rb_{\text{PZ}} - RO_{\text{PZ}} - (Rb_{\text{LSC}} - RO_{\text{LSC}}) \cdot \frac{\varphi_{\text{Sr89_PZ}}}{\varphi_{\text{Sr89_LSC}}} - A_{\text{Sr85}} \cdot \varphi_{\text{Sr85_PZ}}}{V \left(\varphi_{\text{Sr90_PZ}} + \varphi_{\text{Y90_PZ}} - \frac{\varphi_{\text{Sr89_PZ}}}{\varphi_{\text{Sr89_LSC}}} (\varphi_{\text{Sr90_LSC}} + \varphi_{\text{Y90_LSC}}) \right)} \quad (5)$$

Hierbei ist c die Aktivitätskonzentration in Bq/l, Rb die Bruttozählrate in 1/s, RO die Nulleffektzählrate in 1/s, V die Probenmenge in l, A_{Sr85} die Traceraktivität von Sr-85 in Bq und φ der nuklidspezifische Kalibrierfaktor unter Berücksichtigung von Zerfall bzw. Aufbau, Nachweiswahrscheinlichkeit und chemischer Ausbeute. Die Berechnungen von Messunsicherheiten, Erkennungs- und Nachweisgrenzen erfolgen im Programm UncertRadio [5]. Messunsicherheiten werden hierbei nach GUM und die charakteristischen Grenzen entsprechend der Norm DIN ISO 11929 ermittelt.

6. Nachweisgrenzen und Nuklidverhältnis

Tab. 2 zeigt exemplarisch erreichte Nachweisgrenzen für Sr-89 und Sr-90 für verschiedene Medien. Eine teilweise deutlich variierende Einflussgröße der Nachweisgrenze ist die chemische Ausbeute, welche für veraschte Proben im Mittel bei 54 %, für Milch im Mittel bei 83 % und für Wasserproben fast immer bei 100 % liegt. Die Senkung der Nachweisgrenze durch den Einsatz einer größeren Probenmenge ist begrenzt möglich. Zu hohe Probenmengen führen jedoch bei Milch und biologischen Materialien zu methodischen Schwierigkeiten wie verstopften Säulen oder bei Wasserproben zu großen Mengen an Eluat. Aus dem Grund wird für Wasser eine maximale Probenmenge von 1 l, für Milch von 400 ml und für biologische Materialien von 1100 g eingesetzt.

Tab. 2: Erreichte Nachweisgrenzen.

Medium	Probenmenge	Chemische Ausbeute	Bearbeitungs-dauer	NWG Sr-89	NWG Sr-90
Gras	1108 g	59 %	48 h	0,6 Bq/kg(FM)	1,1 Bq/kg(FM)
Wasser	255 ml	100 %	29 h	1,9 Bq/l	3,0 Bq/l
Milch	400 ml	55 %	29 h	0,9 Bq/l	3,4 Bq/l

Höhere Sr-89-Aktivitäten erhöhen die Nachweisgrenze von Sr-90 und beschränken somit auch das maximal nachweisbare Nuklidverhältnis (Tab. 3).

Tab. 3: Erreichte Nuklidverhältnisse.

Medium	Probenmenge	Chemische Ausbeute	Bearbeitungs-dauer	c Sr-89	c Sr-90	Nuklid-verhältnis
Wasser	1000 ml	100 %	37 h	40 Bq/l	2,1 Bq/l	20:1
Milch	245 ml	85 %	38 h	89 Bq/l	4,7 Bq/l	19:1
Milch	210 ml	52 %	35 h	109 Bq/l	8,4 Bq/l	13:1

Unter der Bedingung, dass eine ausreichend große chemische Ausbeute während der Analyse erreicht wird, kann mit der vorgestellten Methode ein Nuklidverhältnis bis max. 20:1 nachgewiesen werden.

7. Ringvergleichsergebnisse

In Tab. 4 sind die Ergebnisse absolvierter Ringversuche der 1. Landesmessstelle Sachsen der letzten Jahre dargestellt. Alle Ringversuche wurden erfolgreich absolviert. Die Standardabweichung der gemeldeten Werte vom Sollwert betrug im Mittel 7 %, sowohl für Sr-89 als auch für Sr-90.

Tab. 4: Ringvergleichsergebnisse Schnellmethode Sr-89 und Sr-90.

Name Ringversuch	Mittelwert BfUL Sr-89 [Bq/l]	Sollwert Sr-89 [Bq/l]	Mittelwert BfUL Sr-90 [Bq/l]	Sollwert Sr-90 [Bq/l]
BfS Sr-90 2010	-	-	12,4	10,7
BfS R.i.W. 1/2010	4,3	4,6	1,7	1,8
BfS Abwasser 2012	7,1	7,3	5,2	5,5
BfS Sr-89/90 2013	28,1	30,3	17,8	19,6
BfS Abwasser 2014	7,7	6,3	10,1	10,9
MRI Rohmilch 2014	21,1	20,0	5,3	5,6
MRI Rohmilch 2015	114,0	105,3	8,7	8,4
BfS Abwasser 2015	18,1	17,5	6,3	6,4
BfS A/B i.W. 2015	9,0	8,9	9,3	8,6

8. Zusammenfassung

Der Einsatz der vorgestellten Methode ermöglicht die Schnellbestimmung der Radionuklide Sr-89 und Sr-90 innerhalb der vorgegebenen Bearbeitungszeit von 48 h nach Probeneingang. Die Methode erfordert einen vergleichsweise geringen Aufwand bei der Kalibrierung der Messgeräte und ist sehr robust. Zur Čerenkov-Messung ist kein Ultra-Low-Level LSC notwendig. Die geforderte Nachweisgrenze für Sr-89 wird deutlich unterschritten. Die Nachweisgrenze für Sr-90 ist stark von der Aktivität des Sr-89 in der Probe abhängig. Nuklidverhältnisse bis 20:1 sind bei einer chemischen Ausbeute größer als ca. 85 % und bei Einsatz einer entsprechend großen Probenmenge nachweisbar.

9. Literaturverzeichnis

- [1] Schnellmethoden zu Messung der Radionuklide Sr-89 und Sr-90, Rundschreiben des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit RS II 5-15011/7, Bonn, 23.06.2016
- [2] Verordnung (Euratom) 2016/52 des Rates zur Festlegung von Höchstwerten an Radioaktivität in Lebens- und Futtermitteln im Falle eines nuklearen Unfalls oder eines anderen radiologischen Notfalls, ABl. L13 Anh.1, 20.01.2016
- [3] Moderne Routine- und Schnellmethoden zur Bestimmung von Sr-89 und Sr-90 bei der Umweltüberwachung, Arbeitskreis Umweltüberwachung, FS-08-147-AKU, TÜV Media GmbH, Köln, 2008
- [4] Tait D., Wiechen A., Use of liquid scintillation counting for fast determination of Sr-89 and Sr-90 in milk. The Science of the Total Environment 130/131, 447-57, 1993
- [5] <http://www.bmub.bund.de/themen/atomenergie-strahlenschutz/strahlenschutz/radioaktivitaet-in-der-umwelt/messanleitungen/uncertradio/>

AUTOMATISIERTES SCHNELLVERFAHREN ZUR BESTIMMUNG VON NI-63 UND FE-55 IN UMWELTPROBEN AUS DEM RÜCKBAU

AUTOMATED RAPID METHOD FOR THE DETERMINATION OF NI-63 AND FE-55 IN ENVIRONMENTAL SAMPLES FROM DISMANTLING OF NUCLEAR FACILITIES

E. Cögür¹⁾, M. Zoriy¹⁾

¹⁾ Forschungszentrum Jülich, Geschäftsbereich Sicherheit und Strahlenschutz, Deutschland

Zusammenfassung

Der Rückbau sowie die Stilllegung von kerntechnischen Anlagen schreiten in Deutschland immer weiter voran. Durch den dabei anfallenden Abfall wird es immer wichtiger, die darin enthaltenen Nuklide zügig analysieren zu können. Zur Bestimmung von z.B. Ni-63 und Fe-55 ist ein schnelles und zuverlässiges Verfahren erforderlich.

Die in unserem Labor entwickelte Methode zur Bestimmung von Fe-55 und Ni-63 in Abwasser basiert auf einem extraktionschromatografischen Verfahren. Das Verfahren wurde optimiert und die Probenvorbereitung verbessert. Die Proben mit vielen Matrixbestandteilen werden aufgeschlossen und nasschemisch für die säulenchromatografische Trennung vorbereitet. Des Weiteren wurde in unserem Labor ein Trennsäulenmodul (TSM) entwickelt, so dass die säulenchromatografische Trennung automatisiert erfolgt. Damit erreicht man eine schnelle und quantitative Trennung von Ni-63 und Fe-55. Schließlich wurden die Proben mittels eines Flüssigkeitsszintillationszählers (LSC) vermessen.

Um die entwickelte Methode zu validieren, wurden in unserem Labor dotierte Proben, sowie auch zertifizierte Standards gemessen.

Die Richtigkeit der Ergebnisse wurde mit einem Ringversuch bestätigt.

Summary

The shutdown and decommissioning of nuclear facilities is continuing in Germany. As a consequence, due to the resulting radioactive waste, it becomes more and more important to analyse the nuclides in the produced radioactive waste efficiently. Thereby a fast and reliable analysis procedure for the determination of Ni-63 and Fe-55 is needed.

Therefor we developed recently a method for the determination of Ni-63 and Fe-55 in waste water based on extraction chromatography. The method was optimized in order to improve the sample preparation. The samples with usually relatively high matrix content were decomposed by wet chemical digestion. A unique feature of the current method is the use of an automated separating column module (TSM), developed in our laboratory, in order to selectively separate the radionuclides of interest. At last separated Ni-63 and Fe-55 are analyzed by means of Liquid Scintillation Counting (LSC).

To validate the developed procedure synthetically prepared (doped) matrix-matched samples as well as certificated standards were analyzed. The obtained results were in a good agreement with the expected or certified values.

Schlüsselwörter : Ni-63, Fe-55, Flüssigszintillationszähler, Automatisierung, TSM

Keywords: Ni-63, Fe-55, Liquid Scintillation counting, automation, TSM

1. Einleitung

Während der Laufzeit eines Atomkraftwerks fallen durch den Kernzerfall große Mengen radioaktiven Abfalls an, der während des Rückbaus auf die emittierenden Nuklide hin gemessen wird. Ni-63 und Fe-55 sind zwei der Isotope, die als Aktivierungsprodukte im Reaktor entstehen. Diese können sowohl in den Emissionen eines Kraftwerkes, als auch in den während der Rückbauphase anfallenden Materialien nachgewiesen werden.

Bei den Stilllegungs- und Rückbaumaßnahmen wird ein erhöhtes Probenaufkommen erwartet. Daher wurde eine schnelle und einfache Probenvorbereitung für Ni-63 und Fe-55 entwickelt, wobei die beiden Nuklide voneinander getrennt werden und nach kurzer Zeit gemessen werden können [1]. Durch die Automatisierung des Verfahrens ist der Chemikalienverbrauch sowie der Zeitaufwand minimiert und die Reproduzierbarkeit gesteigert [2].

2. Probenvorbereitung

2.1 Probenaufbereitung

Bei der Probenaufbereitung ist es wichtig, dass man zur Bestimmung der chemischen Ausbeute zu den entnommenen Aliquoten zuerst 1ppm natürlichen Eisen-Standard und 1ppm natürlichen Nickel-Standard pipettiert.

Bei festen und flüssigen Proben mit vielen Matrixbestandteilen wird ein Aliquot (1/3 der Probe) verascht und anschließend mit konzentrierter Salzsäure aufgeschlossen. Danach wird die Lösung in einer Quarzschale bis zur Trockenheit eingengt, in konzentrierter 8 M Salzsäure gelöst, mit wenigen Tropfen Wasserstoffperoxid 30% versetzt und mehrfach abgeraucht.

Klare Wasserproben werden genauso gehandhabt.

Der dabei entstehende farblose oder leicht trübe Rückstand wird in 50mL 8 M HCl gelöst und mittels einer Spritze mit Vorsatzfilter filtriert, um anschließend säulenchromatografisch getrennt zu werden.

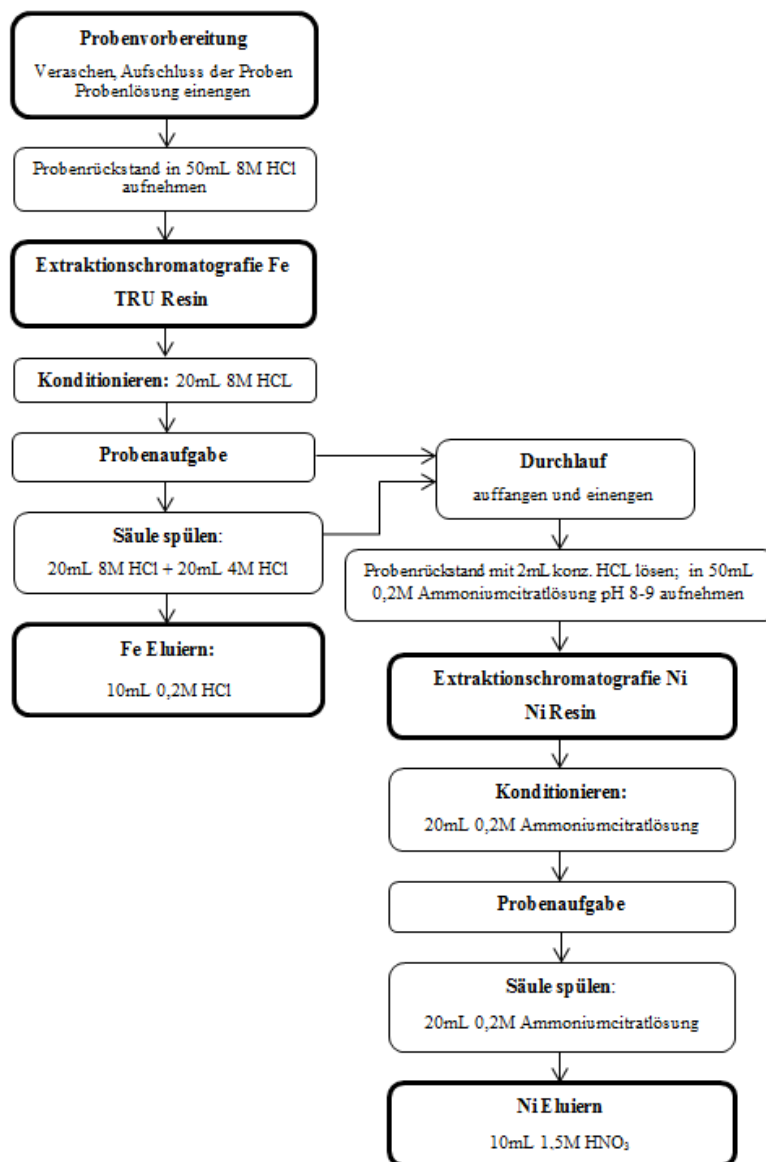


Abb.1 Fließbild zur Probenvorbereitung

2.2 Säulenchromatografische Trennung

In unserem Labor haben wir ein Trennsäulenmodul (TSM) (siehe Abb.2) entwickelt, wobei die Probenaufgabe auf die Säulen automatisiert erfolgt. Es ist möglich, unterschiedliche Trennprogramme für Nuklide auf dem TSM zu implementieren. In diesem Fall wurde ein Steuerungsprogramm speziell für die Fe- und Ni-Trennung auf das TSM übertragen, womit man eine schnellere und quantitativere Trennung von Ni und Fe erreicht. Für die säulenchromatografische Trennung von Fe wird eine Säule mit TRU-Resin (Triskem) befüllt (ca.0,5g) und mit 8 M HCl konditioniert. Für die Trennung von Ni wird Ni-Resin (Triskem) verwendet (ca.0,7g) und mit 0,2 M Ammoniumcitratlösung (pH 8–9) konditioniert.

Es wird zuerst Fe-55 getrennt und die vorbereitete Probe wird über die TRU Säule (siehe Abb.3) gegeben. Dabei färbt sich die Säule hell gelb sobald sich das Eisen abscheidet und entfärbt sich beim eluieren.

Nacheinander wird die Säule mit 20mL 8 M HCl und 20mL 4 M HCl gewaschen und das Eisen mit 10mL 0,2 M HCl eluiert. Es ist wichtig, für die Ni-Trennung den Durchlauf der Probe,

sowie die beiden Waschlösungen aufzufangen. Dazu wird der Durchlauf der Lösungen bis zur vollständigen Trockenheit eingengt und anschließend mit 2mL 8 M HCl gelöst.

Diese Lösung wird auf einen pH-Wert von 8-9 mit Ammoniaklösung eingestellt und mit 0,2 M Ammoniumcitratlösung auf ein Volumen von 50mL gebracht. Anschließend wird die Lösung auf die vorbereitete Ni-Säule gegeben, wobei sich die Ni-Säule rosarot (siehe Abb.4) färbt. Danach wird die Säule mit 20mL 0,2 M Ammoniumcitratlösung gewaschen und das Nickel wird mit 10mL 1,5 M HNO₃ eluiert, wobei sich die Säule wieder entfärbt. Die Probenvorbereitung sowie die säulenchromatografische Trennung ist in Abb.1 als Fließbild dargestellt.

Es werden jeweils 5mL des Fe- und Ni-Eluats für die Messung und für die Ausbeutebestimmung verwendet.



Abb.2: Trennsäulenmodul bei Fe-Trennung



Abb.3: Probenaufnahme Fe-55



Abb.4: Probenaufnahme Ni-63

3. Messung

3.1 Messungen von Ni-63 und Fe-55 in dotierten Proben

Die Messung der dotierten Ni-63 bzw. Fe-55 Proben mit bekannter Aktivität findet in einem Flüssigkeitsszintillationszähler Hidex 300SL statt. Als Szintillator wird UltimaGold der Firma Perkin Elmer verwendet. Es wird eine Blindprobe mit 5mL dest. H₂O und 13mL Szintillator hergestellt. Zu 5mL der Fe-55 bzw. Ni-63 Probe werden 13mL Szintillator gegeben. Die Messung startet nach der thermischen Adaptierung in dem gekühlten Messraum (ca.60min.) und die Messzeit beträgt 7200s. In Abb.5 ist ein typisches Fe-55 Spektrum zu sehen und in Abb.6 ein Ni-63 Spektrum, gemessen mit dem Hidex 300SL. Die Nachweisgrenzen für die Nuklide Fe-55 und Ni-63 sind gleich, weil die Untergrundzählraten bei den Blindproben vergleichbar sind. Bei einem Volumeneinsatz von 300mL Probe beträgt die Nachweisgrenze von Fe-55 und Ni-63 zwischen 260-300 mBq/L.

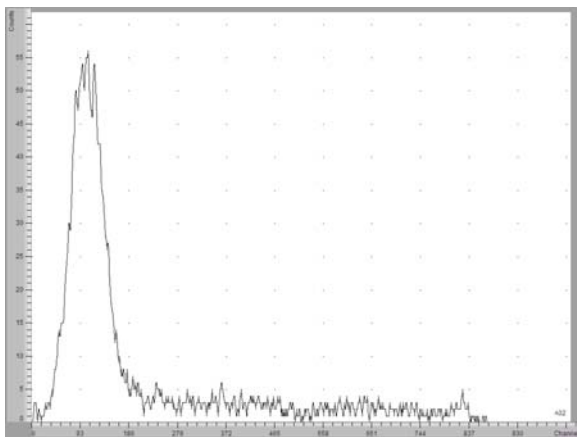


Abb.5 Fe-55 Spektrum, Hidex 300SL

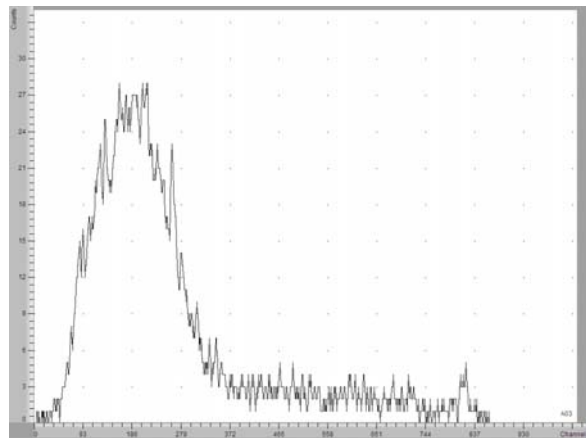


Abb.6 Ni-63 Spektrum, Hidex 300SL

3.2 Ausbeutebestimmung

Die Ausbeutebestimmung erfolgt mittels ICP-MS. Man kann alternativ auch die Nickel-Ausbeute mit dem Ionenchromatografen und die Eisen-Ausbeute fotometrisch bestimmen. Für die Ausbeute-Bestimmung wird der natürliche Eisen bzw. Nickel Gehalt in der Probe vor und nach der Probenvorbereitung bestimmt. Daraus wird die Ausbeute berechnet, die in der Regel mehr als 80% beträgt.

4. Validierung des Messverfahrens

Um das entwickelte Verfahren zu validieren, wurden in unserem Labor zertifizierte Standards gemessen. Die Richtigkeit der Messwerte wurde mit dem Ringversuch BfS 2015 bestätigt (siehe Tab.1).

Tab.1: Ergebnisse des Abwasser Ringversuchs BfS 2015:

		Soll-Wert [Bq/L]	Gesamt Mittelwert der Teilnehmer [Bq/L]	Mess-Wert [Bq/L]	Richtigkeit [%]
Fe-55	<i>Modellwasser</i>	18,6	16,6	15,9	14,3
	<i>Reales- Abwasser</i>	-	1,64	1,98	-
Ni-63	<i>Modellwasser</i>	11,1	10,2	9,64	13,2
	<i>Reales- Abwasser</i>	-	2,16	2,10	-

5. Zusammenfassung

Durch konstante Bedingungen bei der Probenvorbereitung und die automatisierte, extraktionschromatografische Trennung durch das TSM mit gleich bleibenden Parametern wie Volumina, Wasch- und Elutionslösung haben wir in unserem Labor ein reproduzierbares und zuverlässiges Analyseverfahren für Ni-63 und Fe-55 Bestimmung entwickelt. Durch diese Methode erzielt man schnelle und exakte Ergebnisse für Umweltproben aus dem Rückbaubereich. Es wurden Ausbeuten von über 80% erreicht. Durch die niedrige Untergrundzählrate des Hidex 300SL und durch die hohen Ausbeuten, werden zudem niedrige Nachweisgrenzen erzielt.

Die Richtigkeit des Verfahrens wurde mit dem Ringversuch BfS 2015 bestätigt und die Methode validiert.

6. Literaturverzeichnis

- [1] M. Beyermann, D. Obrikat, Bestimmung von Eisen-55 und Nickel-63 im Abwasser mit extraktionschromatographischen Verfahren H-Fe-55/Ni-63-AWASS-01, Version Oktober 2000, www.bmu.de
- [2] M. Zoriy, R. Flucht, M. Burow, Portable automated separation system for routine purification and/or pre-concentration of radionuclides based on column chromatography. *J.Rad.Nucl.Chem.* 297(1) 2012

KONTINUIERLICHES VERFAHREN ZUR VOR-ORT BESTIMMUNG VON RADON IN GRUND- UND OBERFLÄCHENWÄSSERN

A. Schmidt¹⁾, C. Fogel¹⁾

¹⁾Bundesanstalt für Gewässerkunde - BfG, Radiologie & Gewässermonitoring, Koblenz, Deutschland

Das radioaktive Edelgas Radon findet als natürlicher Tracer u.a. Verwendung im Rahmen von geowissenschaftlichen Untersuchungen. So wird es beispielsweise bei der Beantwortung von hydrogeologischen Fragestellungen, wie der Untersuchung von Grundwasser-Oberflächenwasserwechselwirkungen eingesetzt.

Im folgenden wird ein robustes, direktes und kontinuierliches Messverfahren zur vor-Ort Bestimmung der Aktivitätskonzentration von Radon in Wässern vorgestellt. Der methodische Ansatz des Verfahrens beruht auf dem Prinzip der Ausgasung von Radon aus der Wasserphase in eine Gasphase. Hierzu wird ein neu entwickeltes Ausgasungsmodul verwendet, welches den quantitativen Übergang von Radon aus dem Wasser in einen geschlossenen Luftkreislauf ermöglicht. Die resultierende Radon-in-Luft-Aktivitätskonzentration wird mit Hilfe eines handelsüblichen Radon-in-Luft-Monitors detektiert. Anschließend kann unter Berücksichtigung der Wassertemperatur und des Salzgehaltes die Radon-in-Wasser-Aktivitätskonzentration berechnet werden. Gegenüber anderen gängigen Messmethoden erlaubt das hier präsentierte Verfahren die kontinuierliche Bestimmung von Radon auch in stark mit Schwebstoffen und Sedimenten belasteten Wässern. In Abhängigkeit des verwendeten Radon-in-Luft-Detektors kann sowohl Radon-222 ($t_{1/2} = 3,8$ d) als auch Radon-220 ($t_{1/2} = 55,6$ s) bestimmt werden.

BERATUNGSSTELLE RADIOAKTIVITÄT SCHWEIZ

INFORMATION CENTRE RADIOACTIVITY SWITZERLAND

N. Mosimann¹⁾, B. Balsiger¹⁾, M. Burger¹⁾

¹⁾LABOR SPIEZ, Bundesamt für Bevölkerungsschutz, Schweiz

Zusammenfassung

Die Beratungsstelle Radioaktivität Schweiz dient der radiologischen Zustandserfassung, sowie der psychologisch-medizinischen Betreuung von betroffenen Personen der Schweizer Bevölkerung bei einem Ereignis mit erhöhter Radioaktivität in der Umwelt. Sie ist modular aufgebaut und besteht aus den folgenden Modulen: „Eintrittsmessung“: Die Besucher werden erfasst und auf Kontamination gemessen, „Dekontamination“: Kontaminierte Besucher werden dekontaminiert, „Zusatzmessungen“: Bei Bedarf werden Schilddrüsen- und Ganzkörpermessungen durchgeführt, „Information“: Die Besucher werden über Radioaktivität, Strahlenschutz, die aktuelle Lage und das individuelle weitere Vorgehen informiert, „Austritt“: Administrative Entlassung aus der BsR.

Summary

The Information Centre Radioactivity Switzerland is meant to assess the radiological condition and serves for psychological-medical care of affected members of the Swiss public following an event of increased radioactivity in the environment. The Centre is structured in a modular way consisting of the following modules: “Entry Measurement”: The visitors are registered and measured for contamination, “Decontamination”: Contaminated visitors are decontaminated, “Additional Measurements”: If required, thyroid and whole body measurements are performed, “Information”: The visitors are informed about radioactivity, radiation protection, the current situation and their individual next steps, “Exit”: Administrative release from the Information Centre.

Schlüsselwörter *Beratungsstelle Radioaktivität, Radiologische Ereignisse*

Keywords *Information Centre Radioactivity, Radiological incidents*

1. Einleitung

Nach einem Ereignis mit erhöhter Radioaktivität in der Schweiz (insbesondere KKW-Unfall) wird die *Beratungsstelle Radioaktivität* (BsR) in Zusammenarbeit von Bund, Kantonen und weiteren Partnern aufgebaut. Sie dient der radiologischen Zustandserfassung, der Triage sowie der psychologisch-medizinischen Betreuung von betroffenen Personen der Schweizer Bevölkerung durch Fachexperten und Leitende Notärzte. Einerseits sollen hier die zentralen Fragen, die der Bevölkerung bei einem Austritt von Radioaktivität Sorge bereiten können, geklärt werden. Andererseits dient die BsR auch der Kapazitätserhöhung des stark beanspruchten Gesundheitswesens bei einem Ereignis mit erhöhter Radioaktivität.

2. Aufbau der Beratungsstelle

Um den Ablauf in der Beratungsstelle zu steuern, wurde diese modular aufgebaut. Dieser Aufbau ist in Abb. schematisch dargestellt.

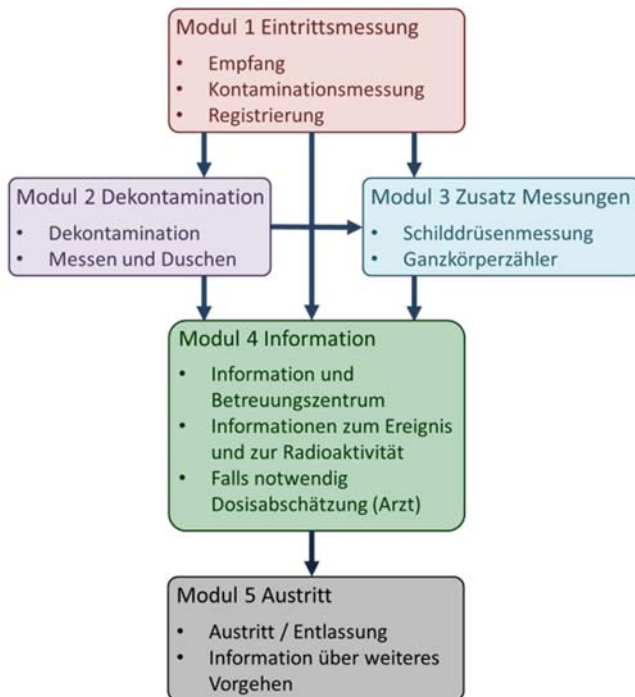


Abb. 1: Modularer Aufbau der Beratungsstelle Radioaktivität Schweiz.

Die Beratungsstelle wird jeweils von 06:00 bis 22:00 (Öffnungszeiten von 07:00 bis 20:00) in zwei Schichten betrieben und hat eine Kapazität von 1000 Personen pro Tag. Zu beachten ist, dass die Module 2 und 3 jeweils nur von stark Betroffenen und Angehörigen einer Risikogruppe besucht werden. Letztere umfassen insbesondere Schwangere, Stillende und Kinder, aber auch Personen, die ihre Iodtabletten nicht oder nicht korrekt eingenommen haben. Es ist vorgesehen, dass eine Dekontamination bei bis zu 200 Personen durchgeführt wird, eine Schilddrüsenmessung bei bis zu 160 und eine Ganzkörpermessung bei bis zu 100.

3. Angebot und Betrieb der Beratungsstelle

Der Betrieb der BsR ist grundsätzlich bei allen Ereignissen mit erhöhter Radioaktivität vorgesehen, wenn Massnahmen zum Schutz der Bevölkerung angeordnet werden. Mögliche Einsatzszenarien umfassen den Fall eines Kernkraftwerk-Unfalls, eines Dirty bomb-Anschlags, eines A-Waffeneinsatzes im Ausland und eines Anschlags auf einen Transport mit hochradioaktiven Abfällen.

Aufgeboten wird die BsR durch die Nationale Alarmzentrale (NAZ), die permanente Anlaufstelle des Bundes für radiologische Ereignisse. Idealerweise ist dann die BsR gleichzeitig mit der Anordnung von Lockerungen der Schutzmassnahmen betriebsbereit. Der zeitliche Ablauf im Einzelnen wird durch das Szenario und den Entscheidungszeitpunkt für die Lockerung der Schutzmassnahmen durch den Bundesrat bestimmt. Der Betrieb ist so lange vorgesehen, wie Bedarf besteht.

Die Bevölkerung wird durch das Bundesamt für Bevölkerungsschutz (BABS) über das Angebot, den Standort und den Zeitpunkt der BsR orientiert.

Für den Betrieb werden 66 Personen pro Schicht benötigt, welche vom Bund und dem betreibenden Kanton zur Verfügung gestellt werden. Hierbei handelt es sich um Strahlenschutzexperten und -messspezialisten, Ärzte und medizinisch, administrativ, messtechnisch und psychologisch geschultes Personal.

Die Messmittel in den Modulen 1 und 3 werden vom LABOR SPIEZ betrieben. Diese umfassen einen (mobilen) Portalmonitor (Modul 1), einen Schilddrüsenmessplatz und einen Ganzkörperzähler (beide Modul 3). Letztere wurden jeweils in ein mobiles Labor (MobLab, siehe

Abb.) eingebaut und können so in den Einsatz gebracht werden.



Abb. 2: Mobiles Labor (MobLab).

4. Die Module im Überblick

4.1 Modul 1: Eintrittsmessung

Im ersten Modul werden alle Besucher registriert und mit einem Portalmonitor auf Kontamination untersucht. Ob diese Kontamination rein äusserlich ist oder ob in Wirklichkeit eine Inkorporation vorliegt, kann hier noch nicht geklärt werden. Aufgrund dieser Messung und der Informationen bezüglich Alter, Schwangerschaft, Stillzeit, Aufenthaltsort während der Freisetzung und Einnahme der Iodtabletten wird entschieden, welches Modul als nächstens aufgesucht werden soll. Wird bei der Messung keine Kontamination festgestellt und gehören die Besucher keiner Risikogruppe an, gehen diese direkt ins Modul 4 (Information). Im Falle einer Kontamination gehen sie als nächstes ins Modul 2 (Dekontamination), während Angehörige einer Risikogruppe ohne Kontamination ins Modul 3 (Zusatzmessungen) gehen. Abb. zeigt einen Portalmonitor (RADOS FastTrack-Fibre™ Monitor) während einer Messung. Der Warteraum vor Modul 1 wird zusätzlich mit Hilfe eines γ -in situ Detektors überwacht, um allfällige stark kontaminierte Personen bereits frühzeitig zu erkennen.

4.2 Modul 2: Dekontamination

Personen, für welche aufgrund der Eingangsmessung ein Verdacht auf Kontamination besteht, werden im Modul 2 dekontaminiert. Dazu werden sie vor dem Eintritt in einen Duschbereich detailliert mit einer Handsonde ausgemessen und anschliessend bis zu zwei Mal geduscht. Auch ein allfälliger Kleiderwechsel ist hier vorgesehen. Bei erfolgreicher Dekontamination, gehen die Besucher direkt ins Modul 4. Ist eine Dekontamination nicht möglich oder handelt es sich bei den Besuchern um Angehörige einer Risikogruppe, suchen diese nun das Modul 3 auf.



Abb. 3: Person bei Messung im Portalmonitor

4.3 Modul 3: Zusatz-Messungen

In diesem Modul kann sowohl die Schilddrüsenaktivität gemessen, wie auch eine Abschätzung der Ganzkörper-Inkorporationsdosis vorgenommen werden. Es wird entschieden, ob aufgrund der berechneten Dosis eine individuelle Dosisabschätzung in Modul 4 notwendig ist. Die beiden Messplätze sind in Abb. 5 zu sehen.



Abb. 5: Links: Schilddrüsen Messplatz. Die Person wird stehend gemessen. Rechts: Ganzkörperzähler. Die Person wird liegend gemessen.

4.4 Modul 4: Information

Dieses Modul wird von allen Besuchern aufgesucht. Hier werden Informationen, einerseits über die aktuelle (radiologische) Lage nach dem Ereignis, andererseits allgemein über Radioaktivität und Strahlenschutz, zur Verfügung gestellt. Dies geschieht in Form von Postern, Broschüren, Radio- und TV-Übertragungen und durch anwesende Strahlenschutzexperten und Mediziner. Ziel ist es, den nicht betroffenen Personen zu ermöglichen, selbst zu beurteilen, wie es um ihre Gefährdung steht.

Betroffene oder Personen, die sich durch diese Informationen nicht beruhigen lassen, erhalten die Möglichkeit, sich in einem separaten Raum (abgeteilte Nische, Nebenraum) durch einen Arzt beraten zu lassen. Erstere haben hierbei Priorität. Falls diese zuvor das Modul 3 aufgesucht haben, wird basierend auf der dort gemachten Dosisabschätzung und anderen Faktoren, wie

dem Alter, einer allfälligen Schwangerschaft oder Stillzeit, dem Aufenthaltsort während der Freisetzung und der Einnahme der Iodtabletten, eine Gesamtdosisabschätzung gemacht. Diese dient als Entscheidungsgrundlage für das weitere Vorgehen.

Den nicht-Betroffenen wird bewusst gemacht, dass sie die Beratungsstelle Radioaktivität unbesorgt wieder verlassen können.

4.5 Modul 5: Austritt

Auch dieses Modul wird von allen Personen besucht. Hier geht es um die administrative Entlassung und ein allfälliges Weiterweisen der Personen aufgrund der Einschätzung des Arztes in Modul 4.

5. Messtechnik

5.1 Modul 1: Portalmonitor

Beim eingesetzten Portalmonitor handelt es sich um einen RADOS FastTrack-Fibre™ Monitor in der mobilen Ausführung. Er umfasst insgesamt 14 grossvolumige GammaFibre™ Szintillationsdetektoren. Jeweils sechs davon befinden sich in den Seitenwänden und jeweils einer in der Fuss- und der Deckenplatte. Die Abschirmung gegen äussere Strahlung erfolgt durch 15 mm dicke Bleikassetten, die in die Seitenwände eingefügt werden können. Die vorgesehene Messzeit beträgt 5 s, wodurch für Cs-137 eine Nachweisgrenze von 1.4 kBq erreicht werden kann. Es wird kontinuierlich eine Untergrundmessung durchgeführt und vom Messwert abgezogen. Der Alarmschwellenwert kann individuell gesetzt werden.

5.2 Modul 1: γ -in situ Detektor

Die Ortsdosisleistung im Warteraum wird mit einem Detective EX der Firma Ortec überwacht. Hierbei handelt es sich um einen portablen, elektrisch gekühlten γ -in situ HPGe Detektor. Diese Messung läuft ununterbrochen während dem ganzen Betrieb der BsR. Allenfalls vorhandene Nuklide können direkt identifiziert werden.

5.3 Modul 2: Handsonde

Für die Ausmessung der Personen vor und nach der Dekontamination wird ein RDS-110 Dosisleistungsmessgerät der Firma RADOS eingesetzt. Hierbei handelt es sich um ein Geiger-Müller Zählrohr. Die verwendete α -, β -, γ - Kontaminationssonde ist eine GMP-11 ebenfalls der Firma RADOS.

Aufgrund des geringen Durchmessers der Sonde von 44 mm ist eine Umstellung auf einen Kontaminationsmonitor CoMo 170F der Firma Graetz angedacht.

5.4 Modul 3: Schilddrüsenmessplatz

Der Schilddrüsenmessplatz besteht aus einem elektrisch gekühlten HPGe Reverse Electrode Coaxial Detektor (REGe) der Firma Canberra in einer höhenverstellbaren Aufhängung. Die relative Ausbeute des Detektors beträgt 25 %. Eine Schilddrüsen Messung dauert 2 Minuten. Anhand der Messergebnisse wird eine Dosisabschätzung gemacht.

Der Messplatz kann in wenigen Schritten auch in einen Probenmessplatz umfunktioniert werden (siehe Abb.).

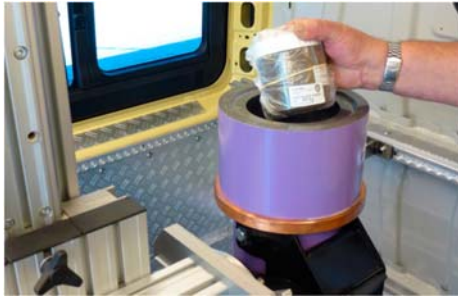


Abb. 5: Für Probenmessungen umgebauter Schilddrüsenmessplatz

5.5 Modul 3: Ganzkörperzähler

Der Ganzkörperzähler umfasst zwei elektrisch gekühlte HPGe-Detektoren, welche unabhängig voneinander axial positionierbar sind. So konnten in Zusammenarbeit mit dem IRA (Institut de Radiophysique, Lausanne) für sieben verschiedene Messkonfigurationen passende Detektorpositionen definiert werden. Diese decken die Körpergrößen und -gewichte von 50 cm/6 kg bis 170 cm/110 kg ab (Igor Phantom), so dass sowohl Kleinkinder wie auch Erwachsene gemessen werden können. Bei der Optimierung der Detektorpositionen wurde der Lage der lebenswichtigen Organe im Thorax die entsprechende Bedeutung gegeben.

Bei den Detektoren handelt es sich um Broad Energy Germanium Detektoren (BEGe) der Firma Canberra mit einer relativen Ausbeute von 34 %.

Abb. zeigt die Innenansicht des Ganzkörperzählers. Beide Detektoren befinden sich in je einer separaten 5 cm dicken Bleiabschirmung. Eine weitere Abschirmung gegen äussere Strahlung wird nicht vorgenommen, da es sich hierbei um einen mobilen Messplatz handelt und die Gewichtsklasse des Fahrzeuges berücksichtigt werden muss. Zudem erscheint ereignisorientiert der Aspekt „mobil“ wichtiger als die Abschirmung von (natürlicher) Umgebungsstrahlung. Insbesondere deswegen, da keine Messungen in kontaminiertem Gebiet durchgeführt werden.

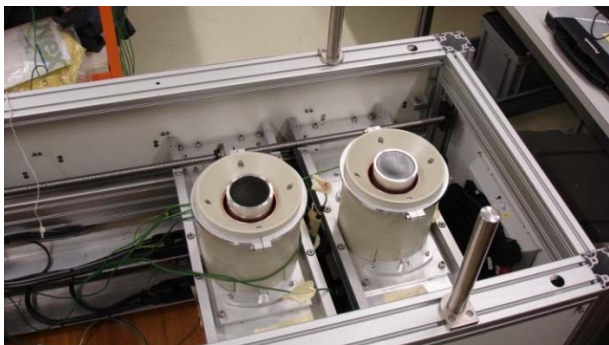


Abb. 6: Innenansicht des Ganzkörperzählers

Die Messzeit beträgt 3 Minuten. Eine Untergrundmessung wird im Vorfeld mit Hilfe eines entsprechenden Igor Phantoms für jede Detektorkonfiguration durchgeführt. Aufgrund der minimalen Abschirmung gegenüber Umgebungsstrahlung muss bei jedem neuen Standort, also bei jedem Einsatz, je Detektorkonfiguration eine neue Untergrundmessung durchgeführt werden.

6. Literaturverzeichnis

- [1] Balsiger, B.; Burger, M.: Konzept „Beratungsstelle Radioaktivität (BsR)“. Oktober 2014

Aussteller

Der Fachverband für Strahlenschutz e.V. bedankt sich bei folgenden Firmen (in alphabetischer Reihenfolge), die durch die Ausstellung ihrer Produkte zur fachlichen Bereicherung der Jahrestagung 2016 beitragen:

Berthold Technologies GmbH & Co. KG

Calmbacher Straße 22
D-75323 **Bad Wildbad**
Email: info@berthold.com
Internet: www.berthold.com

CANBERRA

Walter-Flex-Str. 66
D-65428 **Rüsselsheim**
Email: gmbh@canberra.com
Internet: www.canberra.com

cjt Systemsoftware AG

Systemsoftware AG
G.-Braun-Straße 18
76187 **Karlsruhe**
Email: info@cjt.de
Internet: www.cjt.de

Eckert & Ziegler

Nuclitec GmbH
Gieselweg 1
D-38110 **Braunschweig**
Email: info@ezag.com
Internet: www.ezag.com

ENVINET GmbH

Hans-Pinsel Straße 4
D-85540 **Haar**
Email: info@envinet.com
Internet: www.envinet.com

Freiberger Sensortechnik

Beusstraße 12
D-09599 **Freiberg**
Email: sensortechnik@t-online.de
Internet: www.fst-sensortechnik.com

Gamma-Service Recycling GmbH
Bautzner Straße 67
D-04347 **Leipzig**
Email: contact@gamma-recycling.de
Internet: www.gamma-recycling.de

Hartmann Analytic GmbH
Steinriedendamm 15, Geb. 1G
D-38108 **Braunschweig**
Email: info@hartmann-analytic.de
Internet: www.hartmann-analytic.de

**ORTEC Deutschland
AMETEC GmbH**
Rudolf-Diesel-Straße 16
D-40670 **Meerbusch**
Email: uwe.vanseveren@ametek.com
Internet: www.ortec-online.com

Saphymo GmbH
Heerstraße 149
D-60488 **Frankfurt am Main**
Email: sales@saphymo.de
Internet: www.saphymo.de

SARAD GmbH
Wiesbadener Str. 10
D-01159 **Dresden**
Email: info@sarad.de
Internet: www.sarad.de

Thermo Fisher Scientific Messtechnik GmbH
Frauenaauracher Str. 96
D-91056 **Erlangen**
Internet: www.thermofisher.com

TRISKEM INTERNATIONAL
3 rue des Champs Géons - ZAC de l'Éperon
F-35170 **Bruz**
Internet: www.triskem-international.com

Dr. Westmeier GmbH

Möllner Weg 5
D-35085 **Ebsdorfergrund**
Email: info@westmeier.com
Internet: www.westmeier.com

Autorenverzeichnis

A					
	Abend M.		285		
	Abraham A.		356, 412		
	Achatz M.		213		
	Alisch-Mark M.		231, 356, 412		
	Alksnis J.		362		
B					
	Baechler S.		36		
	Balsiger B.		425		
	Barkowski D.		102		
	Bauer B.		225		
	Bechtler R.		369		
	Belousov A.		323		
	Bernhard-Ströl C.		140		
	Berzins J.		362		
	Beutmann A.		176, 225		
	Birschwilks M.		135		
	Boeißert W.		225		
	Bothe M.		152		
	Bräuning-Demian A.		323		
	Breckow J.		3, 122, 252, 258		
	Bronson F.		284		
	Brose M.		301		
	Brüggemeyer H.		90		
	Buerkin W.		380		
	Buermeyer J.		122, 252, 258		
	Burger M.		425		
	Burow M.		318, 335, 404		
	Busch H.		231		
	Buß K.		163		
C					
	Chaudry S.		29		
	Claus M.		278		
	Coates R.		46		
	Coeck M.		312		
	Cögür E.		418		
	Conrad I.		323, 329		
	Czarwinski R.		46, 74		
D					
	Dehnert J.		272, 376		
	Dollan R.		74		
	Dörfel H.-R.		156, 176		
E					
	Ebert S.		176		
	Eckhardt A.		29		
	Eder S.F.		285		
	Emami S.		122		
	Enghardt W.		204		
	Ennen R.		335		
	Evdokimov A.		323		
F					
	Fachverband für Strahlenschutz		41		
	Falcao A.		312		
	Fehrenbacher G.		323, 329		
	Feinhals J.		152, 341		
	Feldmann U.		129		
	Fesenbeck I.		238		
	Fogel C.		424		
	Frank G.		238, 349, 370		
	Franke G.		301		
	Frasch G.		58		
	Friedemann S.		204		
	Froning M.		190, 335, 404		
	Fuchs A.		183		
G					
	Gellermann R.		95, 102		
	Gerstmann U. C.		169		
	Geworski L.		197		
	Gloris S.		251		
	Gostischev V.		329		
	Grimm V.		252, 258		
	Gundlach M.		258		
H					
	Haas G.		163		
	Haueisen J.		146		
	Häusler U.		74		
	Hayano R.		284		
	Heinrich T.		231, 356, 412		
	Helbig S.		176		
	Helmecke M.		329		
	Hettrich S.		224		
	Hill P.		190, 284		
	Hingmann H.		252, 258		
	Hinz W.		265		
	Hocke P.		29		
	Hohmann E.		183		
	Hölters A.		335		
	Honolka J.		51		
	Huhn W.		61		
J					
	Jahn S.G.		109		
	Jannek D.		146		
	Jansen K.		225		
	Jansen S.		204		

Jung T.	135	Pianski J.	356
Junkersfeld J.	15, 57	Plischke E.	29
K		Port M.	285
Kaden M.	176, 225	Prautsch C.	244
Kainz M.	224	Preuße W.	231, 356
Keck D.	231	R	
Keller A.	146, 305	Radon T.	323
Kersting M.	184	Regner J.	265
Kissel R.	323, 329	Riekstina D.	362
Knie K.	329	Roessler F.	380
Köble T.	68	Röhlig K.-J.	29
Kopp J.	24	Röllig D.	295
Krasta T.	362	Rühm W.	25
Kraut B.	387	S	
Kraut W.	82, 387	Salvamoser J.	349, 370
Küppers C.	278	Schaller M.	238
L		Scheibke J.	225
Lamkowski A.	285	Scheithauer M.	305
Lang R.	323, 329	Schirmer A.	184
Lange A.	61	Schmidt A.	424
Lange S.	356, 412	Schmidt P.	265
Laumen-Sentis S.	335	Schmitt-Hannig A.	135, 140, 312
Löhnert D.	176	Schneider K.	291
Loose R.	22	Schnepf S.	369
Lorenz B.	116	Schönherr B.	376
Lorenz J.	51	Schreiber W.	176
Lucks C.	244	Schumacher C.	318, 404
Luescher R.	183	Schumann J.	61
M		Schupfner R.	163, 396
Machtolf M.	102	Schwarz W.	387
Madaric M.	220	Schwokowski R.	412
Majewski M.	285	Seidenbusch M.	291
Mayer S.	183	Skrypnik O.	362
Mende O.	251	Solle A.	197
Michel R.	75	Spruck K.	122, 252
Mosimann N.	425	Stegemann R.	57
Müller M.	395	Steinkopff T.	349, 370
Müller W.-U.	9	Stewart J.	312
Murith C.	36	Stopp J.	376
N		Streil T.	156
Naber Chr.	238	Strobach L.	184
Neugebauer T.	252, 258	Strobl C.	224
Neukäter E.	152	T	
O		Taube A.	231
Oeser V.	156	U	
Ott B.	36	Urso L.	213
Ott K.	29	Ustohalova V.	278
P		V	
Palacios M.	36	Vahlbruch J.-W.	16
Paynter R.	312	Villert J.	380

W

Wagner W.	156
Walter M.	225
Walther C.	29
Wanke C.	197
Warnecke U.	184
Weinand U.	68

Wende C.	412
Wildermuth H.	224
Wilhelm Chr.	238

Z

Zieser B.	323, 329
Zoriy M.	318, 335, 395, 404, 418