

Nuklearüberwachung: Verfeinerte Meßmethoden erforderlich

Strahlenschutz-Überwachung der Beschäftigten in kerntechnischen Anlagen Von Eberhard Pitt, Dirk Schalch, Arthur Scharmann

Beim Umgang mit radioaktivem Material sind die Beschäftigten in kerntechnischen Anlagen (KTA) mehr oder weniger großen Gesundheitsrisiken durch Beta-, Gamma- oder Neutronen-Bestrahlung von außen sowie u. U. durch Inkorporation von Radionukliden ausgesetzt. Die erforderlichen Maßnahmen der Strahlenschutz-Überwachung sind durch ein nationales Regelwerk (Strahlenschutzverordnung) und durch die Empfehlungen der International Commission on Radiation Protection (ICRP) beschrieben. Wesentliche Punkte sind die personenbezogenen Grenzwerte für die Strahlendosis und das Minimierungsgebot für die individuelle und die kollektive Strahlenbelastung (ALARA-Prinzip, *as low as reasonably achievable*). Umfang und Methodik der Überwachung sind regelmäßig an die neuesten Erkenntnisse in der Strahlenmedizin und -biophysik sowie an den Stand der physikalischen Strahlenschutz-Meßtechnik (Dosimetrie) anzupassen. Da die Expositionsrandbedingungen von Anlage zu Anlage und selbst innerhalb einzelner Anlagenbereiche signifikant variieren können, ist bei der Auswahl der jeweils angewendeten Meßverfahren in der „amtlichen“ und der „betrieblichen“ Überwachung die Art und die Qualität der Expositionen zu berücksichtigen, d. h. es sind die jeweils optimalen Meßtechniken einzusetzen.

Im Rahmen eines multidisziplinären Projekts, initiiert durch den DGB-Bundesvorstand und finanziert durch den Bundesminister für Forschung und Technologie, erhielt das I. Physikalische Institut der Universität Gießen als neutrale Institution 1984 den Auftrag, zu untersuchen, inwieweit die in westdeutschen Anlagen des Brennstoffkreislaufs gegenwärtig praktizierte Überwachung den Anforderungen gerecht wird. Schwerpunkt war die Beurteilung der Pilot-Wiederaufarbeitungsanlage im Kernforschungszentrum Karlsruhe (WAK) im Hinblick auf Planung und Bau der WA Wackersdorf. Der Schutz der Beschäftigten vor überhöhten Strahlendosen wird in KTA durch ein Bündel von Maßnahmen gewährleistet: Zum einen die Identifizierung von Art und Qualität sowie die Bestimmung der Intensität der Strahlung am Arbeitsplatz (Ortsdosimetrie), zum anderen die individuelle Dosismessung mit „Personendosimetern“. Letztere hat neben der Kontrolle der Strahlenbelastung der Einzelperson das

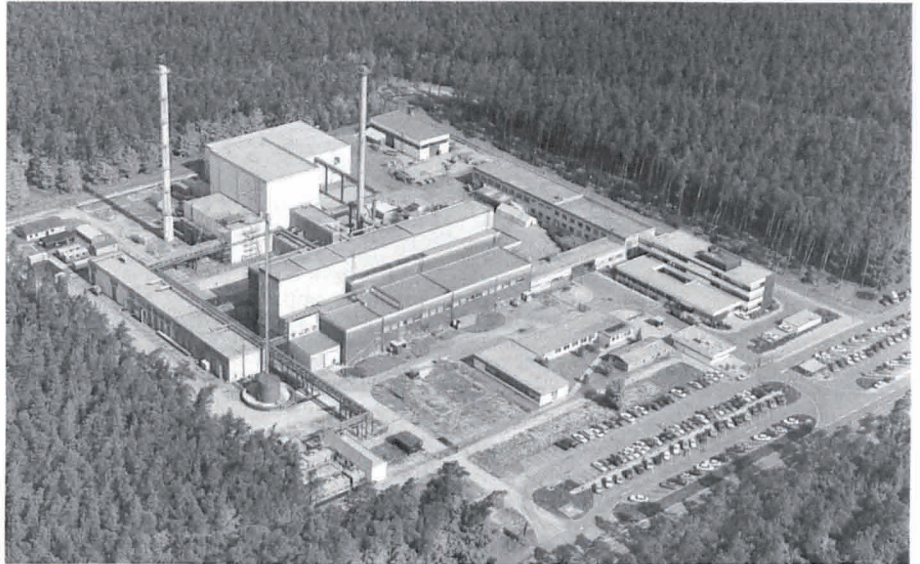


Abb. 1a: Luftaufnahme der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe. Foto: WAK Karlsruhe

Ziel, mit Hilfe von Kollektivdosisbetrachtungen die Effizienz der getroffenen Schutzmaßnahmen nachträglich zu überprüfen, d. h. die Beurteilung der Sicherheit einer Anlage bzw. der Gesamtheit der Anlagen des Brennstoffkreislaufs zu ermöglichen. Von entscheidender Bedeutung sind in diesem Zusammenhang Empfindlichkeit und Nachweisgrenzen der verwendeten Personendosimeter. Ein universelles System, das alle unterschiedlichen Strahlenarten gleichermaßen nachweist, existiert nicht. Die Meßproblematik sei anhand Abb. 1–3 beispielhaft erläutert. In Abb. 1 ist das unkorrigierte γ -Spektrum in einem Analyselabor für hochaktiven Abfall dargestellt, im Vergleich dazu das Ansprechvermögen verschiedener Personendosimeter (Abb. 2) sowie der energieabhängige γ -Qualitätsfaktor (Abb. 3). Durch den Qualitätsfaktor wird der unterschiedlichen biologischen Wirksamkeit von Strahlung in Abhängigkeit vom wirksamen Energietransfer auf das Gewebe Rechnung getragen. Nicht berücksichtigt sind in Abb. 1 die zusätzlichen Beiträge durch β -Strahlung, die in diesem Arbeitsbereich vor allem durch die Nuklide Y 90, Rh 106, Pr 144 verursacht werden. Die Mehrzahl der Personendosimeter besitzt für β -Strahlung nur ein mehr oder weniger eingeschränktes Ansprechvermögen. Abbildungen 1–3 demonstrieren, wie schwierig es u. U. sein kann, Personendosen exakt zu messen.

Vorrangiges Ziel der Untersuchungen war es, die Expositionsrandbedingungen in ausgewählten Arbeitsbereichen in KTA zu identifizieren und das Ansprechvermögen von Dosimetern vergleichend zu testen. Gegenstand der Untersuchungen waren folgende Anlagen des Brennstoffkreislaufs:

- Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe
 - Kernkraftwerke
 - Brennelementfertigungsanlagen
 - Lager für abgebrannte Brennelemente inkl. Transporte und Entladungen
- Die Datenbasis für die Aussagen wurde gewonnen aus:
- Betriebsinternen Meßergebnissen
 - Berechnungen unter Berücksichtigung des jeweiligen Inventars an radioaktiven Nukliden
 - Exemplarischen Messungen an verschiedenen Punkten in den Anlagen
 - Literaturdaten, z. B. über das Ansprechvermögen von Dosimetersystemen und Expositionsrandbedingungen in in- und ausländischen Anlagen inkl. der Diskussion der Daten mit den Anlagenbetreibern

Die Ergebnisse der Untersuchungen lassen sich mit den nachfolgenden allgemeinen Folgerungen und Empfehlungen zusammenfassen:

Verbesserungen der Überwachung sind vor allem dort angebracht, wo in KTA gemischte Strahlenfelder (Beta-, Gamma-, Neutronenstrahlung; Alphastrahlung ist

nur bei Inkorporation relevant) auftreten. Dort sollten Personendosimeter mit mindestens zwei, wenn erforderlich mit mehreren Detektoren eingeführt werden. Die jeweils angewendeten Verfahren sind so an die jeweiligen anlagen- bzw. arbeitsplatzspezifischen Randbedingungen anzupassen, daß die Personen- und Teilkörperdosen unabhängig von der Strahlenart bzw. -qualität sowie deren orts- und zeitabhängigen Änderungen mit ausreichender Genauigkeit bestimmt werden können. Beta- und Neutronenbeiträgen zur Gesamtexposition ist erhöhte Aufmerksamkeit zu widmen. Diesen Anforderungen können in der Regel nur moderne (Festkörper-)Dosimetersysteme genügen.

Die gegenwärtig praktizierte amtliche Überwachung mit Filmdosimetern ist lückenhaft. Die offizielle Angabe einer unteren Dosis-Nachweisgrenze von 0,1 mSv (Millisievert) (1 Sv = 100 rem) für die Gamma-Filmdosimeter im Routine-Auswertebetrieb ist im allgemeinen unrealistisch, insbesondere wenn härtere γ -Strahlung nachzuweisen ist. Eine im Rahmen der Normen ausreichende, wengleich nicht befriedigende Meßsicherheit wird erst oberhalb 0,5 ... 1 mSv erreicht. In Gegenwart von Beta- und Neutronenstrahlung erfüllt das amtliche Filmdosimeter die Anforderungen an Meßgenauigkeit und untere Nachweisgrenze in der Regel nicht.

Die vom Bundesminister des Innern jährlich veröffentlichten Dosis-Statistiken (in: Jahresberichte „Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung“) basieren nahezu ausnahmslos auf den Ergebnissen der amtlichen Überwachung mit Filmdosimetern und sind daher nur bedingt aussagekräftig.

Zweifellos verdeckt die bundesweite Dokumentation von γ -Jahreskollektivdosen und γ -Dosismittelwerten allein wesentliche Details der beruflichen Strahlenbelastung. Es ist zu vermuten, daß es begrenzte Kollektive gibt, die über viele Jahre regelmäßig im Vergleich zum Durchschnitt aller Strahlenexponierten hohen γ -Dosen (10 mSv pro Jahr) ausgesetzt sind, z. B. Fachpersonal an bestimmten Dauerarbeitsplätzen oder bei den Reparatur- und Wartungsarbeiten. Diesem Personenkreis ist laut ICRP-Empfehlungen hohe Aufmerksamkeit zu widmen (ALARA-Prinzip!). Es ist weiterhin anzunehmen, daß auch Kollektive existieren, die regelmäßig über lange Zeit Expositionen ausgesetzt sind, die zwar gemessen und vom betriebsinternen Strahlenschutz berücksichtigt, aber nicht amtlich dokumentiert werden, z. B. Gamma- und Beta-Teilkörperdosen, Neutronendosen oder Dauerinkorporationsdosen auf niedrigem Niveau. Eine bundeseinheitliche Dokumentation von Individualdosen für die Beschäftigten unter Berücksichtigung der Additivität von Gamma-, Neutronen- und Inkorporationsdosen

sowie der Beta-Teilkörperdosen ist anzustreben. Das bisher verfolgte Konzept, in den amtlichen Statistiken ausschließlich Gammadosen zu berücksichtigen, sollte aufgegeben werden.

Weiterentwicklungen physikalisch-technischer Art werden bei den Beta- und Neutronen-Personendosimeter für notwendig erachtet.

Besonders zu berücksichtigen sind hierbei die empfohlene Anhebung des Qualitätsfaktors für intermediäre und schnelle Neutronen (ICRU 40), und die durch die Wiederverwendung von Spaltmaterial an einer wachsenden Zahl von Arbeitsplätzen auftretenden höheren Neutronenflüsse. Weiterentwicklungen sind ebenfalls in der Dosisleistungs-Meßtechnik und Spektrometrie unterschiedlicher Strahlungsarten sowie bei den Verfahren der repräsentativen Raumluft- und Inkorporationsüberwachung bei Gegenwart schwer nachweisbarer Nuklide unerlässlich.

Die im kerntechnischen Bereich ermittelten Defizite in der Dosimetrie sollten zum Anlaß genommen werden, die Strahlenschutzpraxis im medizinischen und im industriellen Bereich zu überprüfen.

Zur Absicherung der Ergebnisse der physikalischen Dosimetrie sollte in Zukunft das Potential der „biologischen Dosimetrie“ (Chromosomenaberration) ausgeschöpft werden. Insgesamt besteht bei aller Detailkritik jedoch kein Anlaß, den Betrieb kerntechnischer Anlagen unter dem Gesichtspunkt des Strahlenschutzes in Frage zu stellen. Die umfangreichen innerbetrieblichen Überwachungsmaßnahmen gewährleisten

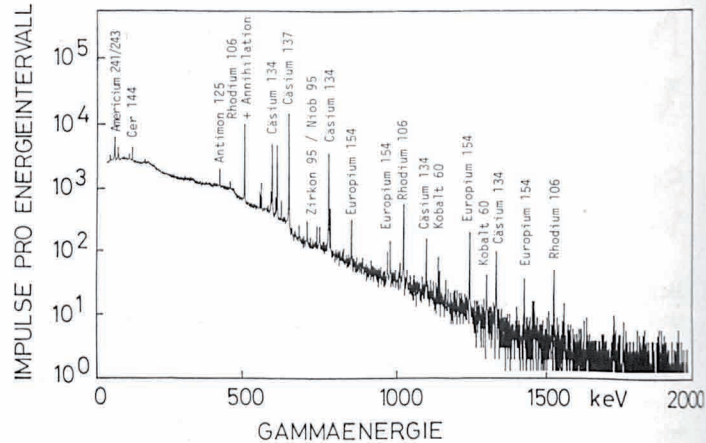


Abb. 1: Gamma-Spektrum in einem Labor zur Analyse hochaktiven Abfalls.

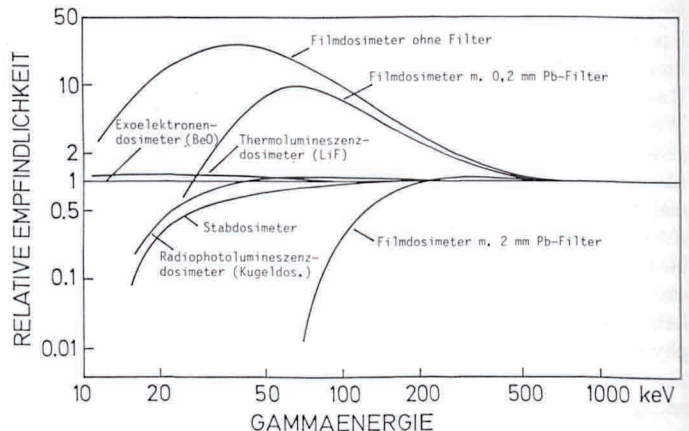


Abb. 2: Relative Empfindlichkeit unterschiedlicher Gamma-Dosimeter in Abhängigkeit von der Gamma-Energie. Die Normierung der Empfindlichkeit gilt für jedes System individuell, es besteht hier kein Bezug zwischen den Empfindlichkeiten der verschiedenen Systeme.

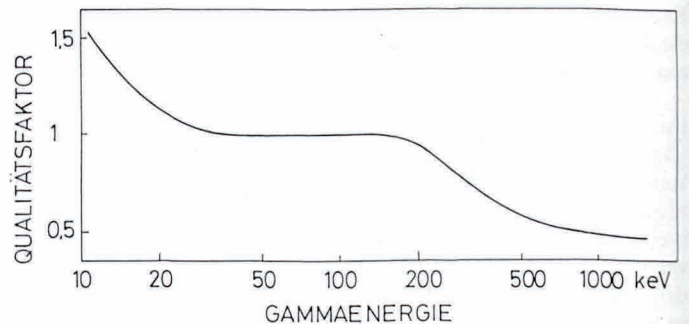


Abb. 3: Gamma-Qualitätsfaktor in Abhängigkeit von der Energie (nach ICRU 40, 1986).

in der Regel einen ausreichenden Schutz der Beschäftigten, wengleich Verbesserungen meßtechnischer Art notwendig und auch möglich sind. Die „amtliche“ Überwachung und Dosisdokumentation sollte dagegen neueren Entwicklungen entsprechend modifiziert werden.

Die hier angesprochene Thematik berührt auch Fragen des Umweltschutzes, denn die Umweltradioaktivität wird mit den prinzipiell gleichen physikalischen Meßverfahren überwacht.