

# INSPEKTOR

## TECHNIKA I BEZPIECZEŃSTWO

### ENERGETYKA JĄDROWA NUCLEAR ENERGY

Wydanie specjalne Special edition



**OD MODELU BOHRA DO ELEKTROWNI JĄDROWEJ**  
FROM BOHR'S MODEL TO A NUCLEAR POWER PLANT

**PRZEPISY, TECHNOLOGIE I URZĄDZENIA**  
REGULATIONS, TECHNOLOGIES AND EQUIPMENT

**KULTURA BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO**  
NUCLEAR SAFETY CULTURE

**UPRAWNIENIA ZAKŁADÓW**  
APPROVAL OF PLANTS

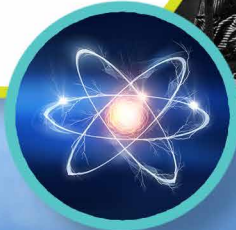
**ISO 19443**

**UZGADNIANIE  
DOKUMENTACJI**  
DOCUMENTATION  
APPROVAL

**PASYWNE SYSTEMY  
BEZPIECZEŃSTWA**  
PASSIVE SAFETY  
SYSTEMS



**DYREKTYWA NIS2**  
NIS2 DIRECTIVE

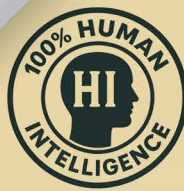


**CYBERBEZPIECZEŃSTWO**  
CYBERSECURITY

**TECHNOLOGIA BLOCKCHAIN**  
BLOCKCHAIN TECHNOLOGY

**WYTWARZANIE URZĄDZEŃ W ZAKRESIE  
I&C DLA ELEKTROWNI JĄDROWYCH**  
MANUFACTURING OF I&C EQUIPMENT  
FOR NUCLEAR POWER PLANTS

**URZĄDZENIA TRANSPORTU BLISKIEGO  
W ELEKTROWNIACH JĄDROWYCH TYPU PWR I BWR**  
MATERIAL HANDLING DEVICES IN PWR AND BWR



Wspieramy rozwój.  
Dbamy o bezpieczeństwo.

- **INSPEKCJE TECHNICZNE**  
TECHNICAL INSPECTIONS
- **DZIAŁALNOŚĆ LABORATORYJNA**  
LABORATORY TESTING
- **CERTYFIKACJA I OCENA ZGODNOŚCI**  
CERTIFICATION AND CONFORMITY ASSESSMENT
- **SZKOLENIA TECHNICZNE**  
TECHNICAL TRAINING



[www.udt.gov.pl](http://www.udt.gov.pl)



## SPIS TREŚCI

ENERGETYKA JĄDROWA POLSKA TO ŚWIADOMY KLIENT NUCLEAR ENERGY POLAND AS AN INFORMED CLIENT	4 5
ATOMOWA HISTORIA OD MODELU BOHRA DO ELEKTROWNI JĄDROWEJ ATOMIC HISTORY FROM BOHR'S MODEL TO A NUCLEAR POWER PLANT	8 9
PRZEPISY, TECHNOLOGIE I URZĄDZENIA REGULATIONS, TECHNOLOGIES AND EQUIPMENT	22 23
UPRAWNIENIA ZAKŁADÓW DLA ENERGETYKI JĄDROWEJ APPROVAL OF PLANTS FOR THE NUCLEAR ENERGY SECTOR	34 35
ENERGETYKA JĄDROWA – UZGADNIANIE DOKUMENTACJI NUCLEAR ENERGY DOCUMENTATION APPROVAL	44 45
WYTWARZANIE URZĄDZEŃ W ZAKRESIE I&C DLA ELEKTROWNI JĄDROWYCH MANUFACTURING OF I&C EQUIPMENT FOR NUCLEAR POWER PLANTS	52 53
URZĄDZENIA TRANSPORTU BLISKIEGO W ELEKTROWNIACH JĄDROWYCH TYPU PWR I BWR MATERIAL HANDLING DEVICES IN PWR AND BWR	68 69
WARTO WPROWADZIĆ ISO 19443 IMPLEMENTING ISO 19443	80 81
OCENA PRZEZ UDT-CERT GOTOWOŚCI TECHNICZNEJ ORGANIZACYJNEJ ZAKŁADU UDT-CERT CONDUCTS ASSESSMENT OF A PLANT'S TECHNICAL AND ORGANIZATIONAL READINESS	90 91
KULTURA BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO NUCLEAR SAFETY CULTURE - A SINE QUA NON CONDITION	94 95
PASYWNE SYSTEMY BEZPIECZEŃSTWA W NOWOCZESNYCH ELEKTROWNIACH JĄDROWYCH STUDIUM PRZYPADKU REAKTORA AP1000 PASSIVE SAFETY SYSTEMS IN MODERN NUCLEAR POWER PLANTS A CASE STUDY OF THE AP1000 REACTOR	104 105
DYREKTYWA NIS2 NOWELIZACJA USTAWY O KSC PODMIOTY KLUCZOWE I WAŻNE NIS2 DIRECTIVE AMENDMENT TO THE NATIONAL CYBERSECURITY SYSTEM ACT	112 113
CYBERBEZPIECZEŃSTWO W ELEKTROWNIACH JĄDROWYCH CYBERSECURITY IN NUCLEAR POWER PLANTS	122 123
TECHNOLOGIA BLOCKCHAIN I ROZPROSZONYCH REJESTRÓW DLT BLOCKCHAIN AND DISTRIBUTED LEDGER (DLT) TECHNOLOGY	128 129



### Szanowni Państwo,

zapraszamy do wydania specjalnego magazynu UDT poświęconego zagadnieniom związanym z energetyką jądrową. Prezentujemy przepisy i technologie oraz aktualne zadania wynikające z realizacji projektów w tym obszarze. Przybliżyliśmy podstawy tej dziedziny nauki i odkryć. Nakreśliśmy wyzwania i role stron zaangażowanych w rozwój atomu w Polsce. Nasi wybrani eksperci, zaangażowani w realizację projektów jądrowych, omawiają tematy przydatne wszystkim uczestnikom ewolucji energetycznej. Ten szczególny numer prezentujemy Państwu w dwujęzycznej wersji dla organizacji z Polski i zagranicy współpracujących w branży energetyki jądrowej.

Dear Readers,

*we are delighted to present this special edition of the UDT magazine dedicated to nuclear energy. Inside, you will find an overview of key regulations and technologies, as well as current tasks arising from ongoing projects in this field. We also explore the scientific foundations and discoveries underpinning this sector. This issue outlines the challenges and responsibilities of all stakeholders involved in the development of nuclear power in Poland. Our selected experts, actively engaged in nuclear projects, share insights valuable to everyone participating in the energy transition. This special bilingual edition has been prepared for organizations in Poland and abroad cooperating within nuclear energy sector.*

Zapraszamy do ciekawej lektury  
We wish you an enjoyable and insightful read

Redaktor Naczelna (Editor-in-Chief)  
Dr inż. (PhD Eng.) Małgorzata Suś-Ryszkowska  
Departament Innowacji i Rozwoju  
Urząd Dozoru Technicznego  
Department of Innovation and Development  
Office of Technical Inspection (UDT)



### KOORDYNACJA MERYTORYCZNA WYDANIA TECHNICAL CONTENT COORDINATION OF THE ISSUE Mgr inż. (MSc Eng.) Andrzej Kochmański

Absolwent Politechniki Wrocławskiej. Od 1999 inspektor urządzeń ciśnieniowych w Urzędzie Dozoru Technicznego. Międzynarodowy Inżynier Spawalniki (2009). Absolwent Politechniki Wrocławskiej na kierunku energetyka jądrowa (2011). Ekspert Jednostki Notyfikowanej i Certyfikującej UDT-CERT, auditor systemów zarządzania oraz norm PN EN ISO 3834, PN-EN 1090. Przewodniczący komisji UDT uprawniającej zakłady dla EJ. Przedstawiciel UDT w grupach roboczych OECD z zakresu EJ: WG IAGE, WG SUP. Przedstawiciel UDT w Polskim Komitecie Normalizacyjnym. Ukończył liczne szkolenia kierunkowe m.in. "On the Job Training" – w US NRC rok 2022, Elektrownia Vogtle 3&4 oraz szkolenie dla reaktora BWRX-300 w Centrum Szkoleniowym GE Hitachi Nuclear Energy w San Jose w Kalifornii. Brał udział w misjach szkoleniowych w elektrowniach jądrowych (Czechy, Słowacja, Francja, Szwajcaria, Wlk Brytania, USA) oraz projektach energetycznych, chemicznych, petrochemicznych, przemysłowych.

*Graduate of Wrocław University of Science and Technology. Since 1999, Inspector of Pressure Equipment at the Office of Technical Inspection (UDT). International Welding Engineer (2009). Completed postgraduate studies in Nuclear Power Engineering at Wrocław University of Science and Technology (2011). Expert of the UDT-CERT Notified and Certification Body, management systems auditor for PN-EN ISO 3834 and PN-EN 1090 standards. Chair of the UDT Renewable Energy Committee and lecturer at the UDT Academy. Currently Head of the UDT Nuclear Power Division, directly involved in preparing and implementing nuclear-related processes within UDT. Oversees nuclear task forces and chairs the UDT committee authorising plants for nuclear applications. Represents UDT in OECD nuclear working groups (WG IAGE, WG SUP) and in the Polish Committee for Standardization. He has completed numerous specialized trainings, including "On the Job Training" at the U.S. NRC in 2022, the Vogtle 3&4 Nuclear Power Plant, and training on the BWRX-300 reactor at the GE Hitachi Nuclear Energy Training Center in San Jose, California. He has also participated in training missions at nuclear power plants in the Czechia, Slovakia, France, Switzerland, the United Kingdom, and the United States, as well as in energy, chemical, petrochemical, and industrial projects.*

### Zespół Opiniodawczy ds. Publikacji Technicznych Urzędu Dozoru Technicznego

W ramach popularyzacji bezpieczeństwa technicznego Zespół stanowi wsparcie doradcze.  
Recenzuje, opiniuje i konsultuje merytorycznie artykuły w magazynie UDT „Inspektor – Technika i bezpieczeństwo”.

*Advisory Board for Technical Publications supports the dissemination of technical safety knowledge.  
It provides expert reviews, opinions, and consultations for articles published in the UDT magazine „Inspector – Technology and Safety”.*

mgr inż. (MSc Eng.) (MSc Eng.) Dariusz Bakalarski  
mgr inż. (MSc Eng.) Dariusz Cendlewski  
dr inż. (PhD Eng.) Aneta Głuszek  
mgr inż. (MSc Eng.) Tomasz Klinkosz  
mgr inż. (MSc Eng.) Andrzej Kochmański

mgr inż. (MSc Eng.) Sebastian Kosowski  
mgr inż. (MSc Eng.) Andrzej Kostańczyk  
mgr inż. (MSc Eng.) Mariusz Łabędź  
mgr inż. (MSc Eng.) Michał Łoniewski  
mgr inż. (MSc Eng.) Paweł Rajewski

mgr inż. (MSc Eng.) Piotr Skubis  
dr inż. (PhD Eng.) Maciej Szwed  
dr inż. (PhD Eng.) Marcin Wołejko  
mgr inż. (MSc Eng.) Jacek Zaczyński

BIULETYN URZĘDU DOZORU TECHNICZNEGO

**INSPEKTOR**  
TECHNIKA I BEZPIECZEŃSTWO

WYDANIE OCT.2025  
Wszelkie prawa zastrzeżone © Urząd Dozoru Technicznego  
All rights reserved © UDT  
Redakcja zastrzega sobie prawa do skracania i redagowania tekstów

Bezpłatny biuletyn Urzędu Dozoru Technicznego  
ul. Szczęśliwicka 34, 02-353 Warszawa  
[inspektor@udt.gov.pl](mailto:inspektor@udt.gov.pl), [www.udt.gov.pl](http://www.udt.gov.pl)

Redaktor Naczelna:  
Małgorzata Suś-Ryszkowska



# ENERGETYKA JĄDROWA

Polska to świadomy klient

ROZWÓJ ATOMU W POLSCE BĘDZIE BAZOWAŁ NA TECHNOLOGIACH ZAGRANICZNYCH. NIE OZNACZA TO JEDNAK, ŻE POLSKIE FIRMY I INSTYTUCJE NIE MAJĄ TU SWOJEJ ROLI DO ODEGRANIA. OBIEKTY ENERGETYKI JĄDROWEJ, PROJEKTOWANE NA PONAD 60 LAT PRACY, ZOSTANĄ Z NAMI NA DŁUGO. WAŻNE JEST, ABYŚMY ZNALI TĘ TECHNOLOGIĘ I ROZUMIELI NIUANSE JEJ FUNKCJONOWANIA. UDT JEST CZĘŚCIĄ SYSTEMU, KTÓRY TO GWARANTUJE.



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
PAWEŁ SMOLIŃSKI**

Dyrektor Departamentu  
Innowacji i Rozwoju  
Urząd Dozoru Technicznego

Director, Department of  
Innovation and Development  
Office of Technical Inspection (UDT)

Odpowiedzialny w Urzędzie Dozoru Technicznego za obszar energetyki jądrowej, a także innowacji i rozwoju. Ukończył studia na wydziale Mechatroniki Politechniki Warszawskiej w specjalności Automatyka, a także menedżerskie studia podyplomowe w Szkole Głównej Handlowej oraz studia podyplomowe Energetyka Jądrowa na Wydziale Mechanicznym Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej. Od roku 2009 związany z Urzędem Dozoru Technicznego. Kierował Wydziałem Rozwoju Usług Technicznych i Metod Badawczych. Obecnie jest Dyrektorem Departamentu Innowacji i Rozwoju UDT. Nadzoruje m.in. projekty związane z wykorzystaniem dronów w inspekcji, robotyzację, cyberbezpieczeństwo systemów przemysłowych, wykorzystanie wirtualnej i rozszerzonej rzeczywistości.

W strukturze Departamentu nadzoruje również Wydział Energetyki Jądrowej UDT. Odpowiada z ramienia UDT za przygotowanie systemu wytwarzania energii jądrowej w Polsce, w tym prowadzenia działań wynikających z realizacji Programu Polskiej Energetyki Jądrowej oraz przepisów ustawy Prawo atomowe. Realizuje budowę i rozwijanie wśród personelu UDT kompetencji specyficznych dla energetyki jądrowej oraz struktur i procedur UDT w tym obszarze. Odpowiada za promowanie i wdrażanie w UDT kultury bezpieczeństwa jądrowego oraz wsparcie procesów legislacyjnych w zakresie aktów prawnych dotyczących obszarów zaangażowania UDT w branży jądrowej. Koordynuje współpracę z kluczowymi interesariuszami projektu jądrowego, w szczególności z Państwową Agencją Atomistyki, właściwymi ministerstwami a także firmami zaangażowanymi w budowę elektrowni jądrowej w Polsce.

Energetyka jądrowa nie jest technologią nową. Od lat pięćdziesiątych XX wieku wiele krajów zdecydowało się na ten sposób generacji energii elektrycznej. Zachwyty nową technologią, która zdawała się mieć niewyczerpany potencjał, był okresowo studzony działającymi na wyobraźnię awariami, jednak atom wytrzymał tę próbę. Rzetelne podejście do kwestii bezpieczeństwa, uczenie się na błędach oraz międzynarodowa wymiana wiedzy i doświadczeń pozwoliły technologii dojrzeć i – w warunkach XXI wieku – stać się praktycznie jedynym, wielkoskalowym sposobem zeroemisyjnej produkcji energii elektrycznej.

**Według danych World Nuclear Association, branża jądrowa – odpowiedzialna za generację 9% światowego zapotrzebowania na energię elektryczną – jest reprezentowana przez 439 pracujących reaktorów o sumarycznej mocy niemal 400 GWe, a dodatkowe 69 bloków o mocy ponad 70 GWe jest w trakcie budowy.**

Polska aspiruje do grona państw korzystających z energii jądrowej. Choć nie mamy jeszcze własnej elektrowni atomowej, nasza pozycja wyjściowa jest obiecująca. Raport Ministerstwa Klimatu i Środowiska „Polish Industry for Nuclear Energy” [1] to zestawienie polskich firm, których doświadczenie i kompetencje będą przydatne przy realizacji rodzimych projektów jądrowych. Ponad 300 podmiotów przedstawia swoją działalność, a wiele spośród nich może pochwalić się referencjami z elektrowni jądrowych w Europie i innych częściach świata. Ukazują to obraz krajowego przemysłu jako nowoczesnego i dynamicznie rozwijającego się oraz zdolnego do realizacji zaawansowanych projektów, z silnym zapleczem technologicznym i produkcyjnym oraz kompetentnym personelem.

*Responsible for nuclear energy, innovation, and development at the Office of Technical Inspection (UDT). He graduated from the Faculty of Mechatronics at the Warsaw University of Technology, with a major in Automation. He also completed postgraduate managerial studies at the Warsaw School of Economics and postgraduate studies in Nuclear Power Engineering at the Faculty of Power and Aeronautical Engineering, Warsaw University of Technology. He has been with UDT since 2009 and previously headed the Division for the Development of Technical Services and Testing Methods. He currently oversees projects involving drone-based inspection, robotics, industrial cybersecurity, and the application of virtual and augmented reality.*

*Within the Department, he also supervises the Nuclear Energy Division of UDT. He represents UDT in preparing the national framework for nuclear energy generation in Poland, including activities arising from the implementation of the Polish Nuclear Power Programme and the Atomic Law. He leads the development of personnel competencies specific to the nuclear energy sector, as well as the establishment of relevant organizational structures and procedures. He is responsible for promoting and embedding a nuclear safety culture within UDT and supporting legislative processes related to UDT's involvement in the nuclear sector. Additionally, he manages cooperation with key stakeholders in the nuclear programme, particularly the National Atomic Energy Agency, Polish Nuclear Power Plants (P.E.), relevant ministries, and companies engaged in the construction of Poland's nuclear power plant.*

# NUCLEAR ENERGY

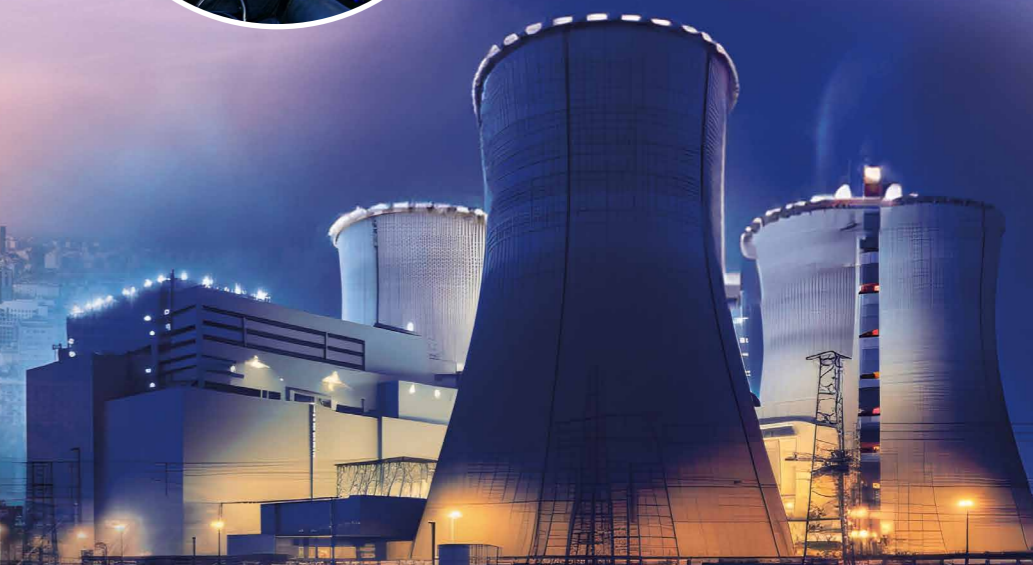
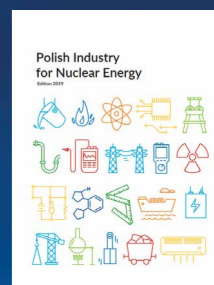
Poland as an Informed Client

THE DEVELOPMENT OF NUCLEAR POWER IN POLAND WILL RELY ON FOREIGN TECHNOLOGIES. THIS DOES NOT MEAN, HOWEVER, THAT POLISH COMPANIES AND INSTITUTIONS WILL BE WITHOUT A ROLE TO PLAY. NUCLEAR POWER PLANTS, DESIGNED FOR OVER 60 YEARS OF OPERATION, WILL REMAIN WITH US FOR GENERATIONS. IT IS THEREFORE ESSENTIAL NOT ONLY TO BE FAMILIAR WITH THIS TECHNOLOGY BUT ALSO TO UNDERSTAND THE INTRICACIES OF ITS FUNCTIONING. UDT IS AN INTEGRAL PART OF THE SYSTEM THAT GUARANTEES THIS KNOWLEDGE AND OVERSIGHT.

Nuclear power is not a new technology. Since the 1950s, many countries have adopted it as a means of generating electricity. The early enthusiasm for a technology that appeared to offer limitless potential was periodically tempered by high-profile accidents. Nevertheless, nuclear energy has endured. A rigorous commitment to safety, continuous learning from past events, and the international exchange of knowledge and experience have enabled the technology to mature and, in the 21st century, become virtually the only large-scale, zero-emission source of electricity.

**According to the World Nuclear Association, the nuclear sector, which accounts for 9% of global electricity generation, currently comprises 439 operational reactors with a total capacity of nearly 400 GWe additional 69 units, with a combined capacity of over 70 GWe, are presently under construction.**

Poland aspires to join the group of countries harnessing nuclear energy. Although we do not yet have a nuclear power plant of our own, our starting position is promising. The report by the Ministry of Climate and Environment, “Polish Industry for Nuclear Energy” [1], presents a comprehensive overview of Polish companies whose experience and expertise will be valuable in the implementation of domestic nuclear projects. More than 300 entities showcase their capabilities, and many can already point to references from nuclear power plants in Europe and other parts of the world. This reflects an image of a national industry that is modern, dynamically developing, and capable of delivering advanced projects, supported by a strong technological and manufacturing base and a highly skilled workforce.



Nie wszystkie te doświadczenia dotyczą bezpośrednio energetyki jądrowej, ale wiedza z obszarów takich jak chemia, petrochemia czy energetyka konwencjonalna będzie niezwykle cenna. Elektrownia jądrowa to przede wszystkim złożony projekt inżynierski, wymagający nie tylko specjalistów z zakresu fizyki jądrowej, radiologii czy nukleoniki, lecz także ekspertów z dziedzin takich jak budownictwo, mechanika, automatyka, spawalnictwo czy inżynieria materiałowa.

Znajduje to odzwierciedlenie w innym strategicznym dokumencie rządowym – „Planie rozwoju zasobów ludzkich na potrzeby energetyki jądrowej” [2], zatwierdzonym pod koniec 2023 roku. Autorzy opracowania zauważają, że specjaliści dziedzin typowo jądrowych będą stanowić niewielki odsetek potrzebnych kadr – szacowany na poziomie 10%. Dokument pozwala także ocenić skalę inwestycji. Znajdujemy w nim informacje dotyczące planów rozwoju kadrowego głównych podmiotów zaangażowanych w projekt. Dowiadujemy się, że spółka Polskie Elektrownie Jądrowe (PEJ) planuje rozbudowę swojego potencjału z obecnych 355 osób do blisko 2000 osób w 2033 r. Dotyczy to całego programu spółki, czyli budowy trzech bloków jądrowych. Wysokie liczby w dalszych latach projektu dotyczą głównie zespołów odpowiedzialnych za eksploatację już uruchomionych bloków.



W dokumencie uwzględniono także szacunki dotyczące Państwowej Agencji Atomistyki (PAA) oraz Urzędu Dozoru Technicznego (UDT). W szczytowych momentach projektu – podczas rozruchu reaktorów – planowane jest zaangażowanie około 100 inspektorów UDT na każdy reaktor.



Administracja publiczna, z punktu widzenia odpowiedzialności państwa, odgrywa kluczową rolę w realizacji projektów jądrowych. Badania techniczne, inspekcje i decyzje administracyjne są nieodłącznym elementem każdej inwestycji infrastrukturalnej, a w przypadku energetyki jądrowej ich znaczenie jest jeszcze większe. Zapewnienie najwyższego poziomu bezpieczeństwa wymaga sprawnej, kompetentnej i skutecznej administracji. W dużych projektach opóźnienia w jednym obszarze mogą wpływać na całość harmonogramu.

Polski model dozoru nad energetyką jądrową jest skonstruowany w sposób, który pozwoli optymalnie wykorzystać dostępne już kompetencje i nie dublować struktur administracyjnych. Kluczowa rola przypada oczywiście krajowemu dozorowi jądrowemu, czyli Państwowej Agencji Atomistyki (PAA).

PAA nie jest jednak jedynym podmiotem zaangażowanym – wspiera ją szereg instytucji wchodzących w skład systemu koordynacji kontroli i nadzoru nad obiektami jądrowymi. Są to:

- ▶ Szef Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego,
- ▶ Urząd Dozoru Technicznego,
- ▶ Główny Inspektor Ochrony Środowiska,
- ▶ Główny Inspektor Sanitarny,
- ▶ Komendant Główny Państwowej Straży Pożarnej,
- ▶ Główny Inspektor Nadzoru Budowlanego,
- ▶ Główny Inspektor Pracy.

Każda z tych instytucji realizuje zadania zgodne ze swoim dotychczasowym zakresem działania, co pozwala maksymalnie wykorzystać ich kompetencje. System koordynacji umożliwi wspólne planowanie, monitorowanie postępów, eliminowanie powielających się działań oraz wymianę doświadczeń. Takie podejście sprzyja także rozwojowi kompetencji poszczególnych podmiotów. Obecny etap projektowania i budowy to dopiero początek – kolejne fazy, takie jak rozruch i eksploatacja, będą jeszcze bardziej wymagające.

Dla UDT rozwój energetyki jądrowej w Polsce to zarówno wyzwanie, jak i szansa. Nasze doświadczenie przemysłowe obejmuje niemal milion badań technicznych rocznie, realizowanych bezpośrednio w miejscu pracy urządzeń, oraz udział inspektorów lub ekspertów UDT-CERT, w kraju lub za granicą, na etapie wytwarzania urządzeń w zależności od regulacji prawnych mających zastosowanie. Jesteśmy obecni we wszystkich obiektach przemysłowych w kraju. Przygotowując się do udziału w budowie pierwszej polskiej elektrowni jądrowej, doskonalimy nasze kompetencje, aktualizujemy struktury organizacyjne, instrukcje i procedury.

W ramach współpracy międzynarodowej (IAEA, NEA) wysyłamy naszych ekspertów na zagraniczne staże. Kilkumiesięczne szkolenia i możliwość obserwacji pracy doświadczonych inspektorów to najlepsze sposoby zdobywania wiedzy. Kilkudziesięciu naszych pracowników ukończyło studia podyplomowe z zakresu energetyki jądrowej, dzięki czemu doświadczeni inspektorzy z przemysłów konwencjonalnych zdobywają wiedzę jądrową. Uzupełniona o specjalistyczne szkolenia dotyczące konkretnych instalacji i urządzeń, wiedza ta stanowi solidną bazę kompetencyjną UDT.

Współpracujemy z firmami i instytucjami posiadającymi doświadczenie w branży. Uczymy się od najlepszych, bo zdajemy sobie sprawę z odpowiedzialności, jaka na nas spoczywa. Nasza praca – tak jak dotychczas – będzie polegała na prowadzeniu badań i inspekcji urządzeń technicznych. Działania te, wraz z nadzorem nad wytwarzaniem, weryfikacją zgodności z normami i uczestnictwem w testach funkcjonalnych, mają zapewnić najwyższy poziom bezpieczeństwa. To właśnie wartość dodana, jaką UDT wnosi do projektu jądrowego.

Literatura:

1. „Polish Industry for Nuclear Energy 2019” katalog polskich przedsiębiorstw z branży jądrowej <https://www.gov.pl/web/polski-atom/najnowsza-wersja-katalogu-firm-polish-industry-for-nuclear-energy-2019-jest-juz-dostepna-w-sieci> (dostęp: 07.2025)
2. Krajowy „Plan rozwoju zasobów ludzkich na potrzeby energetyki jądrowej” <https://www.gov.pl/web/klimat/krajowy-plan-rozwoju-zasobow-ludzkich-na-potrzeby-energetyki-jadrowej-zatwierdzony-przez-minister-klimatu-i-srodowiska> (dostęp: 07.2025)



Doświadczenie i wiedza ekspertów UDT z branż takich jak chemia, petrochemia czy energetyka konwencjonalna będą niezwykle cenne w energetyce jądrowej. Ten złożony projekt inżynierski wymaga również specjalistów z dziedzin takich jak budownictwo, mechanika, automatyka, spawalnictwo czy inżynieria materiałowa.

Not all of this expertise relates directly to nuclear energy, but knowledge from sectors such as chemistry, petrochemistry, and conventional energy will be invaluable. A nuclear power plant is, above all, a complex engineering project requiring not only specialists in nuclear physics, radiology, or nuclear technology, but also experts in construction, mechanics, automation, welding, and materials engineering.

This is also reflected in another strategic government document – the “Human Resources Development Plan for Nuclear Energy” [2], adopted at the end of 2023. The report indicates that specialists in strictly nuclear disciplines will account for only about 10% of the required workforce. It also highlights the scale of investment by presenting staffing projections for key entities involved in the program. Polish Nuclear Power Plants (PEJ) plans to increase its workforce from the current 355 employees to nearly 2,000 by 2033, covering the construction of three nuclear units. The higher figures in later years mainly reflect teams dedicated to the operation of commissioned units.

The plan also includes projections for the National Atomic Energy Agency (PAA) and the Office of Technical Inspection (UDT). At peak stages of the project, particularly during reactor commissioning, around 100 UDT inspectors are expected to be engaged per reactor.



Public administration, from the perspective of the state's responsibility, plays a decisive role in nuclear projects, where technical assessments, inspections, and regulatory decisions are crucial. In this sector, ensuring the highest safety standards requires efficient, competent, and effective administration. Delays in one area can seriously impact the entire project schedule.

The Polish model of nuclear oversight has been designed to leverage existing competencies while avoiding duplication of administrative structures. Central responsibility lies with the national nuclear regulator, the National Atomic Energy Agency (PAA).

The PAA is not the only agency involved. It is supported by a number of institutions that form the system for coordinating the control and supervision of nuclear facilities. These include:

- ▶ the Head of the Internal Security Agency,
- ▶ the Office of Technical Inspection,
- ▶ the Chief Inspector of Environmental Protection,
- ▶ the Chief Sanitary Inspector,
- ▶ the Commander-in-Chief of the State Fire Service
- ▶ the Chief Inspector of Building Control,
- ▶ the Chief Labour Inspector.

Each of these institutions performs tasks aligned with its statutory mandate, ensuring the effective use of their respective expertise. The coordination framework facilitates joint planning, progress monitoring, elimination of redundant activities, and the exchange of experience. This integrated approach also fosters the continuous development of institutional competencies. The current stage of design and construction is only the beginning - the subsequent phases, such as commissioning and operation, are expected to pose even greater challenges.

For UDT, the development of nuclear energy in Poland is both a challenge and an opportunity. Our industrial expertise encompasses nearly one million technical inspections conducted annually, directly at operating sites across the country and UDT inspectors or UDT-CERT experts, domestically or abroad, on the manufacturing stage depending on which regulations are in force. We are present across all major industrial facilities in the country. In preparing for Poland's first nuclear power plant, we are enhancing our competencies and updating organizational structures, instructions, and procedures.

Through international cooperation (IAEA, NEA), we place our experts on long-term assignments abroad. Several months of training and the opportunity to observe experienced inspectors provide invaluable knowledge. Dozens of our employees have also completed postgraduate studies in nuclear energy, enabling inspectors from conventional industries to gain specialized nuclear expertise. Complemented by targeted training on specific installations and equipment, this knowledge forms a strong competence base for UDT.

We also cooperate with companies and institutions with established experience in the sector - learning from the best while recognizing the responsibility we bear. Our role will continue to focus on inspections and technical examinations, supported by oversight of manufacturing, compliance verification, and participation in functional testing. Together, these activities ensure the highest safety standards - this is the added value that UDT brings to the nuclear program.

References:

1. Polish Industry for Nuclear Energy 2019 – Catalogue of Polish companies in the nuclear sector. Available at: <https://www.gov.pl/web/polski-atom/najnowsza-wersja-katalogu-firm-polish-industry-for-nuclear-energy-2019-jest-juz-dostepna-w-sieci> (accessed July 2025)
2. National Human Resources Development Plan for Nuclear Energy – Ministry of Climate and Environment. Available at: <https://www.gov.pl/web/klimat/krajowy-plan-rozwoju-zasobow-ludzkich-na-potrzeby-energetyki-jadrowej-zatwierdzony-przez-minister-klimatu-i-srodowiska> (accessed July 2025)



The expertise of UDT specialists in fields such as chemical and petrochemical industry and conventional energy will prove invaluable to the nuclear sector. A nuclear power plant is a highly complex engineering endeavor that also demands the involvement of professionals in construction, mechanics, automation, welding, and materials engineering.



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
RAFAŁ MIŃKO**

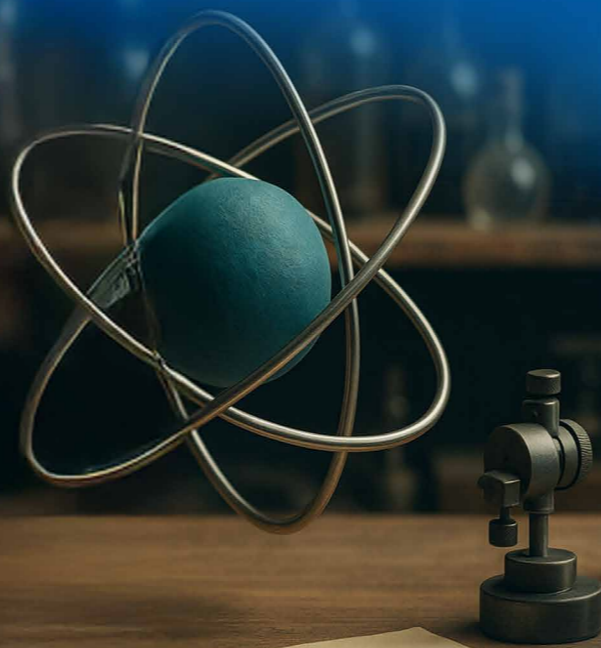
Główny specjalista  
Inspektor Dozoru Jądrowego  
I stopnia  
Inspektor Dozoru Jądrowego II  
stopnia  
Wydział Kontroli i Nieprolifracji  
Departament Bezpieczeństwa  
Jądrowego  
Państwowa Agencja Atomistyki

Chief Specialist  
First-Degree Nuclear Safety  
Inspector  
Second-Degree Nuclear Safety  
Inspector  
Department of Control  
and Non-Proliferation  
Department of Nuclear Safety  
National Atomic Energy Agency

# Atomowa historia

## Od modelu Bohra do elektrowni jądrowej

W Polsce ponad 5000 jednostek prowadzących działalność w narażeniu na promieniowanie jonizujące podlega nadzorowi Prezesa PAA. Na koniec 2024 roku w PAA zatrudnionych było 27 osób posiadających przynajmniej jeden z typów uprawnień: inspektora dozoru jądrowego I stopnia, inspektora dozoru jądrowego II stopnia, inspektora dozoru jądrowego do spraw zabezpieczeń materiałów i technologii jądrowych.



# Atomic history

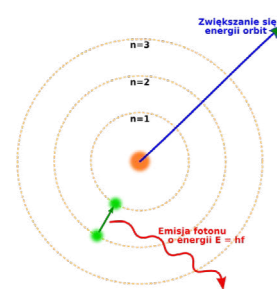
## From Bohr's model to a nuclear power plant

In Poland, more than 5,000 entities conducting activities involving exposure to ionizing radiation are subject to the oversight of the President of the National Atomic Energy Agency (PAA). At the end of 2024, the PAA employed 27 persons holding at least one type of authorization: First-Degree Nuclear Safety Inspector, Second-Degree Nuclear Safety Inspector, or Nuclear Safety Inspector for Nuclear Materials and Technologies Safeguards.



Henri Becquerel w 1896 roku odkrywa zjawisko promieniotwórczości – samorzutnej emisji promieniowania z przemian jąder atomowych. Późniejsze prace – z końca XIX wieku i początku XX wieku, prowadzone m.in. przez Ernesta Rutherforda, Paula Villarda, Marię Skłodowską-Curie oraz Piotra Curie pozwalają na systematyzowanie wiedzy dotyczącej promieniotwórczości i promieniowania jonizującego.

Naukowcy wiedzieli już o promieniowaniu alfa – dodatnio naładowanym i silnie jonizującym, beta – ujemnie naładowanym oraz gamma – jako formie promieniowania elektromagnetycznego. Początek XX wieku był niezwykle intensywny w kwestii odkryć dotyczących szeroko rozumianej fizyki, również fizyki jądrowej. Na początku poprzedniego wieku obraz atomu w nauce był niepełny. Dopiero model atomu Rutherforda z 1911 roku (później zastąpiony modelem Bohra, który uwzględniał już elementy mechaniki kwantowej), zbudowany na podstawie eksperymentu ze złotą folią, dowiódł istnienie gęstego, dodatnio naładowanego jądra atomowego. Jednakże taka odpowiedź nie zadowalała środowiska naukowego.



Nasuwala się masa pytań, a wśród nich między innymi:

- ▶ **Skoro jądro jest dodatnio naładowane, to czemu jest stabilne?**
- ▶ **Co i w jaki sposób neutralizuje odpychanie elektrostatyczne?**

Odpowiedź na te pytania pojawiła się w 1932 roku. James Chadwick pracujący w Cavendish Laboratory w Cambridge odkrywa wtedy neutron – cząstkę obojętną elektrycznie, ale o masie podobnej

do protonu. Neutron wyjaśnia stabilność jąder atomowych, a dodatkowo okazuje się świetnym przedmiotem badań ze względu na brak ładunku elektrycznego – może przenikać do wnętrza jądra atomowego, nie zderzając się z barierą elektrostatyczną.

Niespełna kilka lat później, bo już w 1938 roku, Fritz Strassmann i Otto Hahn dokonali przełomowego odkrycia: uran bombardowany neutronami rozpada

się na lżejsze pierwiastki, emitując przy tym dodatkowe neutrony oraz duże ilości energii. Opis teoretyczny tego zjawiska został przedstawiony przez Lise Meitner (Lise Meitner była wielokrotnie nominowana do Nagrody Nobla – niestety nigdy jej nie otrzymała) i Otto Frischa rok później. Odkrycie to wzbudziło zainteresowanie nie tylko naukowców, ale i polityków. W 1939 roku Leó Szilárd przygotował, podpisany przez Alberta Einsteina, list do prezydenta USA Franklina D. Roosevelta, w którym informowano o odkryciu Strassmanna i Hahna, zwrócono również uwagę na potencjalnie niszczycielską siłę nowej broni. W liście napisano:

„To nowe zjawisko [rozszczenia] doprowadziłoby również do konstrukcji bomb i jest możliwe – choć znacznie mniej pewne – że można by w ten sposób zbudować niezwykle potężne bomby tego typu. Jedna taka bomba, przetransportowana łodzią i zdetonowana w porcie, mogłaby zniszczyć cały port wraz z częścią otaczającego go terytorium. Jednakże takie bomby mogą okazać się zbyt ciężkie, by można je było transportować drogą powietrzną”.

W ten sposób zapoczątkowano epokę jądrową, a tym samym rozpoczęto Projekt Manhattan. Celem Projektu Manhattan było militarne zastosowanie zjawiska rozszczepienia jądra atomowego, tj. zbudowanie pierwszej bomby jądrowej. Cel ten udało się osiągnąć 6 sierpnia 1945 roku. Tego dnia nastąpiła pierwsza eksplozja bomby jądrowej. Przy okazji badań towarzyszących temu projektowi rozwinięto również wiedzę i technologie, które pozwoliły na budowę reaktorów cywilnych. W grudniu 1942 roku w Chicago zespół na-



Rys. 1. James Chadwick [1]  
Fig. 1. James Chadwick [1]



In 1896, Henri Becquerel discovered the phenomenon of radioactivity – the spontaneous emission of radiation resulting from nuclear transformations. Subsequent research, conducted at the turn of the 19th and 20th centuries by, among others, Ernest Rutherford, Paul Villard, Marie Skłodowska-Curie, and Pierre Curie, made it possible to systematize knowledge about radioactivity and ionizing radiation.

Scientists were already familiar with alpha radiation—positively charged and strongly ionizing—beta radiation—negatively charged—and gamma radiation, recognized as a form of electromagnetic radiation. The early 20th century was a period of remarkable intensity in discoveries across physics, including nuclear physics. At the beginning of the previous century, the scientific picture of the atom was still incomplete. It was only in 1911, with Rutherford's atomic model (later replaced by Bohr's model, which incorporated elements of quantum mechanics), based on the famous gold foil experiment, that the existence of a dense, positively charged atomic nucleus was demonstrated. Nevertheless, this explanation did not fully satisfy the scientific community.

A host of questions naturally arose, among them:

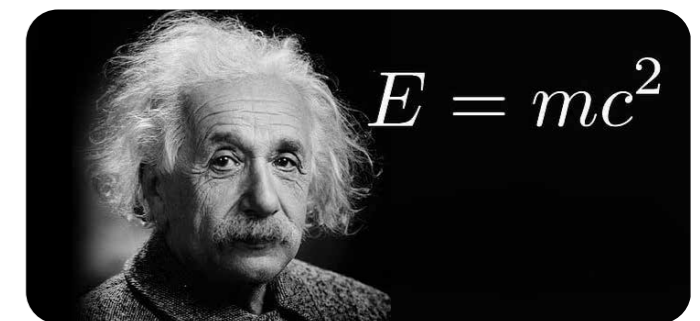
- ▶ **Since the nucleus is positively charged, why is it stable?**
- ▶ **What mechanism neutralizes electrostatic repulsion?**

The answer emerged in 1932, when James Chadwick, working at the Cavendish Laboratory in Cambridge, discovered the neutron - an electrically neutral particle with a mass comparable to that of the proton. The neutron explained the stability of atomic nuclei and, because it carried no electric charge, it also became an invaluable research tool, able to penetrate deep into the nucleus without being repelled by electrostatic forces.

Only a few years later, in 1938, Fritz Strassmann and Otto Hahn made a groundbreaking discovery: uranium, when bombarded with neutrons,

splits into lighter elements, releasing additional neutrons and vast amounts of energy. The theoretical explanation of this phenomenon was provided the following year by Lise Meitner (nominated many times for the Nobel Prize, though never awarded) and Otto Frisch. The discovery quickly drew the attention not only of scientists but also of political leaders. In 1939, Leó Szilárd drafted a letter to U.S. President Franklin D. Roosevelt, which was signed by Albert Einstein. The letter reported Strassmann and Hahn's findings and warned of the potentially devastating military applications of nuclear fission. It stated:

“This new phenomenon would also lead to the construction of bombs, and it is conceivable—though much less certain—that extremely powerful bombs of this type might thus be constructed. A single bomb of this type, carried by boat and exploded in a port, might very well destroy the whole port together with some of the surrounding territory. However, such bombs might very well prove to be too heavy for transportation by air.”



This marked the beginning of the nuclear age, alongside with the launch of the Manhattan Project. Its objective was the military application of nuclear fission - the development of the first atomic bomb. That objective was realized on 6 August 1945, with the detonation of the first nuclear weapon. At the same time, research conducted within the project advanced scientific knowledge and technology to a level that enabled the construction of civilian nuclear reactors. In December 1942, in Chicago, a team of scientists led by Enrico Fermi carried out an experiment designed to achieve a self-

Inspektorzy dozoru jądrowego II stopnia (uprawnieni do kontrolowania obiektów jądrowych), w celu otrzymania tych uprawnień muszą m.in. zdać egzamin, który obejmuje swoim zakresem tematy takie jak: fizyka reaktorowa, wymiana ciepła, gospodarka paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi, ochrona radiologiczna, aparatura dozometryczna, chemia i fizyka jądrowa, technologia i inżynieria jądrowa, procedury dozoru, ochrona fizyczna, prawo atomowe i konwencje międzynarodowe, jak również systemów sterowania, zabezpieczeń i kontroli technologicznej oraz systemów awaryjnych dozoru obiektów.

szybko dołączyły inne kraje, równolegle rozwijając potencjał związany z budową reaktorów jądrowych. Poniżej przedstawiono zaledwie część najważniejszych wydarzeń związanych z energetyką jądrową w jej początkowym okresie rozwoju.

- 1896 r.** – Odkrycie zjawiska promieniotwórczości (Becquerel).
- 1911 r.** – Odkrycie istnienia jądra atomowego (Rutherford).
- 1932 r.** – Odkrycie neutronu (Chadwick).
- 1938 r. i 1939 r.** – Poznanie i opisanie zjawiska rozszczepienia jądra atomowego (Otto Hahn, Fritz Strassmann, Lise Meitner, Otto Frisch).
- 1941 r.** – Odkrycie plutonu (pierwiastka) przez Glenna Seaborga i jego zespół w Berkeley Radiation Laboratory.
- 1942 r.** – Pierwsza samopodtrzymująca się reakcja łańcuchowa w reaktorze zbudowanym przez człowieka (CP-1), eksperymentem przewodził Enrico Fermi. Reaktor osiągnął moc cieplną na poziomie około 0,5 wata.
- 1943 r.** – Reaktor X-10 osiąga stan krytyczny. Jest to pierwszy reaktor zbudowany do produkcji plutonu-239. Reaktor został zbudowany w ramach Projektu Manhattan w Oak Ridge National Laboratory, Tennessee.
- 1946 r.** – Pierwszy reaktor w ZSRR i w Europie osiąga stan krytyczny. To reaktor F-1 zbudowany w Instytucie Kurchatowa w Moskwie.
- 1947 r.** – Pierwszy reaktor w Wielkiej Brytanii, reaktor GLEEP, osiąga stan krytyczny.
- 1948 r.** – Reaktor X-10 w ramach eksperymentu staje się pierwszym reaktorem produkującym energię elektryczną – zasila pojedynczą żarówkę.
- 1948 r.** – Pierwszy reaktor we Francji osiąga stan krytyczny. Reaktor EL-1 jest reaktorem ciężkowodnym.
- 1951 r.** – Reaktor EBR-1 w USA osiąga stan krytyczny. Jest to pierwszy reaktor powielający, jak również pierwszy produkujący energię elektryczną, który mógł zasilać swoje własne potrzeby.
- 1953 r.** – Pierwszy reaktor PWR (ang. pressurized water reactor, reaktor wodny ciśnieniowy) S1W osiąga stan krytyczny. Reaktor ten został zaprojektowany do pracy na okrętach podwodnych.
- 1954 r.** – Pierwszy reaktor jądrowy zostaje podłączony do sieci elektroenergetycznej. Reaktorem tym był rosyjski AM-1 (Pokojuowy Atom) znajdujący się w Obninsku. Na podstawie reaktora AM-1 skonstruowano późniejsze reaktory AMB-100 oraz AMB-200, które wykorzystywały przegrzew pary w rdzeniu reaktora.

## O budowie atomu, deficycie masy i rozszczepienia

Reakcji rozszczepienia jądra atomowego towarzyszy uwalnianie dużych ilości energii, naturalnym wydaje się więc pytanie: skąd ta energia się bierze?

Jądro atomowe tworzą protony – dodatnio naładowane oraz neutrony, które są obojętne elektrycznie. Razem tworzą one nukleony, związane są ze sobą siłami jądrowymi, które są wielokrotnie silniejsze od sił elektrostatycznych odpychających protony w jądrze atomowym. Tak silne wiązania da się jednak „rozbić”.

ukowców pod przywództwem Enrico Fermiego rozpoczął test polegający na osiągnięciu samopodtrzymującej się reakcji łańcuchowej w zbudowanym stosie grafitowym, który pełnił rolę reaktora (jego nazwa to Chicago Pile-1). Proces był powolny, a drugiego grudnia 1942 roku o godzinie 15:35 osiągnięto stan krytyczny, tj. samopodtrzymującą się reakcję łańcuchową. Dało to początek wykorzystaniu energii jądrowej.

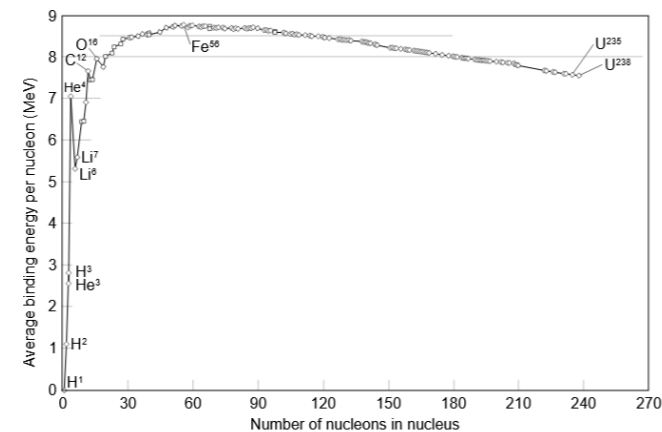
Oprócz Stanów Zjednoczonych do atomowego wyścigu zbrojeń

Jedno z najbardziej zaskakujących odkryć XX wieku to fakt, że masa jądra jest mniejsza od sumy mas protonów i neutronów, z których się składa. Ta różnica to defekt masy. Albert Einstein w 1905 r. zapisał jedno z najbardziej znanych równań na świecie, tj.:

$$E = \Delta mc^2$$

Mówi ono o równoważności masy i energii.

Dla przykładu możemy policzyć deficyt masy dla jądra uranu-235. Masa protonu,  $m_p=1,0072$  u – u jest jednostką masy atomowej. Masa neutronu,  $m_n=1,0086$  u. Masa atomowa U-235,0439 u. Ponadto w jądrze U-235 znajdują się 92 protony (Z) oraz 143 neutrony (N). Dodatkowo  $1 \text{ u}=931,494 \frac{\text{MeV}}{c^2}$ .  $c^2$  oznacza prędkość światła podniesioną do kwadratu. Elektronowolt (eV) równy jest energii kinetycznej uzyskanej przez elektron po przejściu przez różnicę potencjałów jednego wolta,  $1 \text{ eV}=1,60218 \cdot 10^{-19} \text{ J}$ . Masa nukleonów w jądrze równa jest:  $M_{\text{nukl}}=Z \cdot m_p+N \cdot m_n \approx 236,9657$  u. W takim wypadku deficyt masy równy jest:  $\Delta m=236,9657 \text{ u} - 235,0439 \text{ u} \approx 1,9218$  u. Natomiast całkowita energia wiązania:  $E=1,9218 \cdot 931,494 \frac{\text{MeV}}{c^2} \approx 1790,6 \text{ MeV}$ . Dzieląc energię wiązania przez ilość nukleonów w jądrze U-235, tj. 235, otrzymamy energię wiązania na nukleon. Jest ona równa w tym przypadku około  $\sim 7,62 \text{ MeV/nukleon}$ .



Rys. 2. Średnia energia wiązania na nukleon w funkcji liczby nukleonów w jądrze atomowym [2]

Fig. 2. Average binding energy per nucleon as a function of the number of nucleons in the atomic nucleus [2]

Z rys. 2. wynika m.in. to, że jądra lekkich pierwiastków takich jak wodór czy hel mogą ulegać syntezie jądrowej i łączyć się w cięższe jądra atomowe. Jądra atomowe leżące u skrajów wykresu po prawej stronie, takie jak np. uran, mogą łatwiej ulegać podziałowi na mniejsze części – rozszczepieniu.

Rozszczepienie, dla przykładu U-235, zachodzi w wyniku wychwytu neutronu, a podczas takiego zderzenia powstaje niestabilne jądro U-236. Należy zwrócić uwagę na to, że już jeden neutron (i to o niskiej energii) jest w stanie wprowadzić jądro U-235 w stan niestabilny.



Nuclear Regulatory Inspectors of the Second Degree (authorized to carry out inspections of nuclear facilities) must, in order to obtain these qualifications, pass an examination covering topics such as: reactor physics, heat transfer, nuclear fuel and radioactive waste management, radiation protection, dosimetric instrumentation, nuclear chemistry and physics, nuclear technology and engineering, inspection procedures, physical protection, atomic law and international conventions, as well as control, protection, and process monitoring systems, and emergency systems of the inspected facilities.

-sustaining chain reaction in a graphite pile that served as a reactor (known as Chicago Pile-1). The process was gradual, but on 2 December 1942, at 3:35 p.m., criticality was reached, that is, a self-sustaining chain reaction. This breakthrough marked the starting point for the peaceful use of nuclear energy.

Soon afterward, other countries entered the nuclear arms race, while simultaneously developing the capability

to build nuclear reactors. What follows is a selection of the most significant milestones in the early history of nuclear energy.

- 1896** – Discovery of radioactivity (Becquerel).
- 1911** – Discovery of the atomic nucleus (Rutherford).
- 1932** – Discovery of the neutron (Chadwick).
- 1938 and 1939.** – Discovery and theoretical description of nuclear fission (Otto Hahn, Fritz Strassmann, Lise Meitner, Otto Frisch).
- 1941** – Discovery of the element plutonium by Glenn Seaborg and his team at the Berkeley Radiation Laboratory.
- 1942** – First self-sustaining chain reaction in a man-made reactor (Chicago Pile-1) led by Enrico Fermi. The reactor reached a thermal power of approximately 0.5 watts.
- 1943** – Reactor X-10 reaches criticality. This was the first reactor built for the production of plutonium-239, constructed under the Manhattan Project at Oak Ridge National Laboratory, Tennessee.
- 1946** – The first reactor in the USSR and in Europe, reactor F-1, reaches criticality. It was built at the Kurchatov Institute in Moscow.
- 1947** – The first reactor in the United Kingdom, reactor GLEEP, reaches criticality.
- 1948** – Reactor X-10, in an experiment, becomes the first reactor to produce electricity, powering a single light bulb.
- 1948** – The first reactor in France, reactor EL-1 (a heavy-water reactor), reaches criticality.
- 1951** – Reactor EBR-1 in the United States reaches criticality. It was the first breeder reactor as well as the first reactor to generate electricity sufficient to power its own needs.
- 1953** – The first pressurized water reactor (PWR), reactor S1W, reaches criticality. It was designed for use in submarines.
- 1954** – The first nuclear reactor is connected to an electricity grid. This was the Russian AM-1 (“Peaceful Atom”) in Obninsk. The AM-1 design later served as the basis for the AMB-100 and AMB-200 reactors, which used in-core steam superheating.

## On the Structure of the Atom, Mass Defect, and Fission

Nuclear fission is accompanied by the release of large amounts of energy, which naturally raises the question: where does this energy come from?

The atomic nucleus consists of protons - positively charged particles - and neutrons, which are electrically neutral. Together they are referred to as nucleons, bound by the nuclear force, which is many times stronger than the electrostatic forces repelling the protons inside the nucleus. However, even such strong bonds can be “broken.”

One of the most surprising discoveries of the 20th century was the realization that the mass of a nucleus is smaller than the sum of the masses of the protons and neutrons it contains. This difference is called the mass defect. In 1905, Albert Einstein formulated one of the most famous equations in the world:

$$E = \Delta mc^2$$

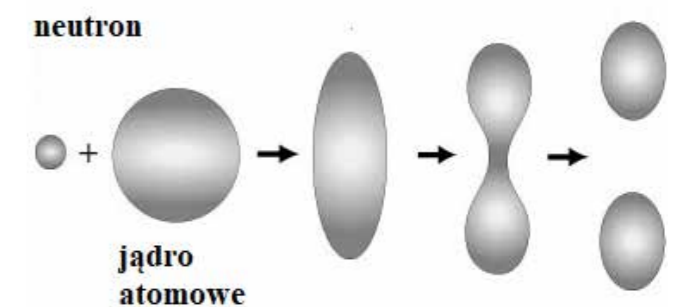
which expresses the equivalence of mass and energy.

Example – Mass defect of uranium-235 nucleus  
Proton mass,  $m_p=1,0072$  u – u is an atomic mass unit  
Neutron mass,  $m_n=1,0086$  u  
Atomic mass of U-235,0439 u. In the nucleus of U-235 there are 92 protons (Z) and 143 neutrons (N). Additionally,  $1 \text{ u}=931,494 \frac{\text{MeV}}{c^2}$ .  $c^2$  denotes the speed of light squared, the electron volt (eV) is defined as the kinetic energy gained by an electron accelerated through a potential difference of one volt, where  $1 \text{ eV}=1,60218 \cdot 10^{-19} \text{ J}$ . Mass of nucleons in the nucleus:  $M_{\text{nukl}}=Z \cdot m_p+N \cdot m_n \approx 236,9657$  u  
Mass defect:  $\Delta m=236,9657 \text{ u} - 235,0439 \text{ u} \approx 1,9218$  u  
Total binding energy:  $E=1,9218 \cdot 931,494 \frac{\text{MeV}}{c^2} \approx 1790,6 \text{ MeV}$   
Binding energy per nucleon (for 235 nucleons): Thus, in the case of U-235, the binding energy per nucleon is about 7.62 MeV.



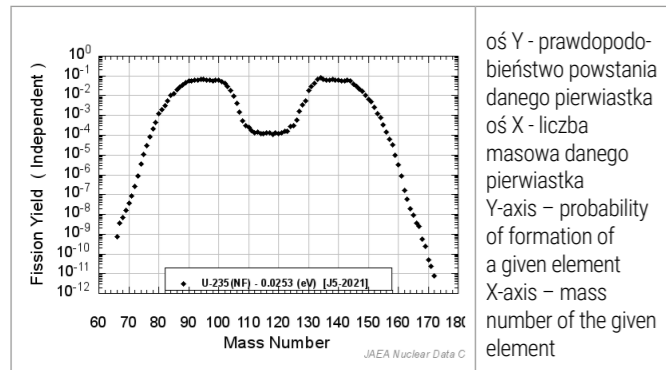
From Fig. 2 it follows, among other things, that the nuclei of light elements such as hydrogen and helium can undergo nuclear fusion, combining to form heavier atomic nuclei. On the other hand, nuclei located at the far right of the chart, such as uranium, are more likely to split into smaller parts - this is nuclear fission.

Fission, for example in the case of U-235, occurs due to neutron capture, during which an unstable U-236 nucleus is formed. It should be noted that even a single neutron (and one of relatively low energy) is sufficient to bring the U-235 nucleus into an unstable state.



Rys. 3. Schemat dzielenia się jądra atomowego w modelu kroplowym  
Fig. 3. Schematic of nuclear fission in the liquid drop model

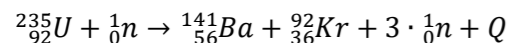
Model kropelkowy jądra atomowego podczas rozszczepienia zakłada, że energia jądra jest opisana jako suma energii powierzchniowej (sprzyjającej kształtowi kulistemu) oraz energii kulombowskiej (związanej z odpychaniem elektrostatycznym protonów). Wraz ze wzrostem deformacji siły kulombowskie wykonują niewielką pracę, zmniejszając energię potencjalną i lekko oddalając się od siebie. Odległość między obiema częściami staje się większa niż zasięg działania sił jądrowych, dlatego produkty rozszczepienia zaczynają się oddalać pod wpływem elektrostatycznego odpychania, a w późniejszym etapie rozszczepienia jądro atomowe dzieli się na dwa fragmenty. Fragmenty rozszczepienia nie są jednoznacznie określone – proces ma charakter statystyczny. Najczęściej obserwuje się rozszczepienia asymetryczne, prowadzące do powstania produktów o liczbach masowych w przybliżeniu  $A \approx 95$  i  $A \approx 139$ .



Rys. 4. Rozłożenie masowe produktów rozszczepienia U-235 neutronem termicznym (o niskiej energii) [3]

Fig. 4. Mass distribution of fission products of U-235 induced by a thermal (low-energy) neutron [3]

Przykładowe rozszczepienie opisuje wzór:



W powyższym przypadku jądro uranu-235 rozpada się na dwa atomy, tj. bar oraz krypton, dodatkowo powstają 3 kolejne neutrony oraz energia uwolniona w procesie rozszczepienia – oznaczona jako Q. Średnio na jeden akt rozszczepienia przypada uwalniana energia o wartości około 200 MeV oraz powstaje średnio około 2,3–2,5 neutronu z jednego aktu rozszczepienia. Typowy rozkład energii z jednego rozszczepienia U-235 przedstawia się następująco:

- ~165-170 MeV – energia kinetyczna fragmentów (to główne źródło ciepła w paliwie),
- ~4-6 MeV – energia neutronów natychmiastowych,
- ~6-8 MeV – promieniowanie gamma (natychmiastowe),
- ~10-12 MeV – energia pochodząca z rozpadów beta produktów rozszczepienia (częściowo towarzyszą im antyneutriny elektronowe – cząstki elementarne o bardzo niewielkiej masie, które uciekają bez interakcji).

Dla każdego systemu oraz elementu konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego, mającego istotne znaczenie ze względu na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną, w tym dla oprogramowania sterowania i kontroli, określa się klasę bezpieczeństwa – w zależności od stopnia, w jakim te systemy oraz elementy wpływają na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną obiektu jądrowego. Dokumentację dotyczącą klasyfikacji bezpieczeństwa przedstawia się do zatwierdzenia Prezesowi PAA wraz z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego

Na podstawie powyższego widać, że główną częścią powstającej energii jest energia kinetyczna produktów rozszczepienia.

**W energetyce jądrowej korzystamy głównie z wymuszonego rozszczepienia wywołanego neutronami. Istnieją jednak także pierwiastki (ich izotopy), które mogą ulegać samorzutnemu rozszczepieniu. Przykładem może być kaliforn-252, który często jest używany jako tzw. źródło startowe w reaktorach jądrowych.**

Jako paliwo jądrowe wykorzystuje się materiały rozszczepialne, są nimi głównie uran-235, uran-233, pluton-239 oraz pluton-241. Paliwo jądrowe do typowej elektrowni jądrowej z reaktorem lekkowodnym będzie składać się głównie z uranu-238 oraz uranu-235 (wzbogacenie paliwa w uran-235 zwykle wynosi około 3-5% w typowych reaktorach PWR i BWR (ang. boiling water reactor, reaktor wodny wrzący)). Istnieje również możliwość wykorzystania paliwa MOX, czyli paliwa z początkową zawartością plutonu-239. W energetyce jądrowej wyróżnia się również materiały paliworodne, tj. takie materiały, które pod wpływem reakcji występujących w reaktorze jądrowym tworzą materiały rozszczepialne. Do takich materiałów należą np. tor-232, uran-238, pluton-241.

## O elementach fizyki reaktorów

**Konstruując reaktor jądrowy, należy wziąć pod uwagę mnóstwo czynników. Zaczynając od tego, czy ten reaktor ma służyć do produkcji energii elektrycznej, napędu okrętu, czy produkcji izotopów promieniotwórczych do wykorzystania w medycynie nuklearnej. Każdy z takich reaktorów będzie inaczej zbudowany, w każdym z nich będzie zupełnie inny strumień neutronów, a reakcje będą zachodzić z różną intensywnością.**

Fizyka reaktorów jądrowych jest obszernym działem fizyki zajmującym się zastosowaniami inżynierskimi reakcji łańcuchowej w celu wywołania kontrolowanego tempa rozszczepienia w reaktorze jądrowym do produkcji energii. Podręczniki do fizyki reaktorowej zajmują setki stron opisów mniej lub bardziej skomplikowanych równań, natomiast na potrzeby tego artykułu skupimy się tylko na paru wybranych kwestiach i pojęciach.

**Jednym z podstawowych pojęć w fizyce jądrowej i reaktorowej jest przekrój czynny. Określa on prawdopodobieństwo zajścia określonej reakcji jądrowej w wyniku oddziaływania cząstki, np. z jądrem atomowym. Różni się dwa przekroje czynne: mikroskopowy oraz makroskopowy.**

**Mikroskopowy przekrój czynny  $\sigma$  jest zdefiniowany jako miara prawdopodobieństwa zajścia danej reakcji jądrowej.** Jednostką mikroskopowego przekroju czynnego jest  $\text{cm}^2$  – przyjęło się używać jednostki barn (b), która równa jest  $1 \text{ b} = 10^{-24} \text{ cm}^2$ . Przekrój czynny jest silnie zależny od energii neutronów. Dla większości reakcji jądrowych obserwuje się wzrost przekroju w zakresie energii termicznych ( $\sim 0,025 \text{ eV}$ ), zgodny z zależnością odwrotnie proporcjonalną do prędkości, tj.  $\sigma \propto 1/v$ . Określenie neutrony termiczne pochodzi od ich niskich energii.

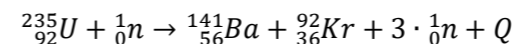
Przykładowo, dla U-235 przekrój czynny na rozszczepienie dla neutronów termicznych wynosi około 585 barnów. Natomiast dla neutronów o energiach rzędu 1 MeV przekrój spada do kilku barnów. Zależność ta jest istotna w konstrukcji reaktorów, ponieważ oznacza, że skuteczniejsze rozszczepienie uzyskuje się dla neutronów spowolnionych (o niższej energii) przez moderator (np. wodę lekką, ciężką wodę lub grafit). Wzbogacenie paliwa jądrowego zależy m.in. od wykorzystywanego moderatora.



The liquid drop model of the atomic nucleus assumes that nuclear energy can be described as the sum of surface energy (favoring a spherical shape) and Coulomb energy (associated with the electrostatic repulsion of protons). As deformation increases, Coulomb forces do a small amount of work, reducing potential energy and slightly increasing the separation between protons. Once the distance between the two parts exceeds the range of the nuclear force, the fission products begin to move apart under electrostatic repulsion. At a later stage of fission, the nucleus splits into two fragments. The fragments are not uniquely determined - the process is statistical in nature. Most often, asymmetric fission is observed, producing fragments with mass numbers of approximately  $A \approx 95$  and  $A \approx 139$ .



An example of fission is described by the equation:



In this case, the uranium-235 nucleus splits into two atoms, i.e. barium and krypton, while also releasing three additional neutrons and energy from the fission process, denoted as Q. On average, a single fission event releases about 200 MeV of energy and produces approximately 2.3–2.5 neutrons. A typical energy distribution from one U-235 fission is as follows:

- ~165-170 MeV – kinetic energy of the fragments (the primary source of heat in the fuel),
- ~4-6 MeV – energy of prompt neutrons,
- ~6-8 MeV – prompt gamma radiation,
- ~10-12 MeV – energy from beta decay of fission products (partly accompanied by electron antineutrinos - elementary particles of very small mass that escape without interaction).

Based on the above, it is clear that the dominant share of the released energy comes from the kinetic energy of the fission fragments.

For each SSCs (structures, systems and components) a safety class is assigned depending on the degree to which these systems and elements affect nuclear safety and radiation protection of the nuclear facility. Safety classification documentation must be submitted for approval to the President of the National Atomic Energy Agency (PAA) together with the application for a licence to construct a nuclear facility.

**In nuclear power generation, the process relies primarily on induced fission triggered by neutrons. Certain isotopes, however, can also undergo spontaneous fission, for example, californium-252, which is frequently used as a start-up source in nuclear reactors.**

Nuclear fuel is composed of fissile materials, primarily uranium-235, uranium-233, plutonium-239, and plutonium-241. In typical light-water reactors,

the fuel consists mainly of uranium-238 and uranium-235, with enrichment in uranium-235 usually between 3–5% in pressurized water reactors (PWRs) and boiling water reactors (BWRs). Another option is MOX fuel (mixed oxide fuel), which incorporates an initial fraction of plutonium-239. In nuclear energy, fertile materials are also distinguished, that is, materials which, under reactions occurring in a nuclear reactor, are converted into fissile materials. Examples include thorium-232, uranium-238, and plutonium.

## On the Elements of Reactor Physics

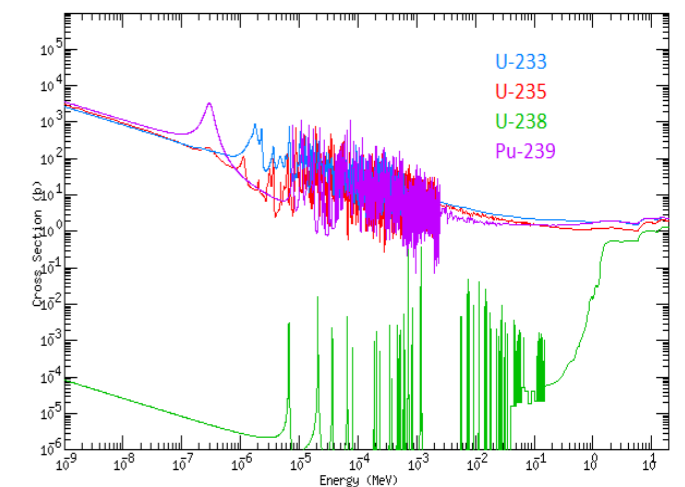
**When designing a nuclear reactor, numerous factors must be considered, starting with whether the reactor is intended for generating electricity, powering a ship, or producing radioactive isotopes for use in nuclear medicine. Each type of reactor is built differently, with distinct neutron fluxes and reaction intensities.**

Reactor physics is a broad branch of physics concerned with the engineering applications of the chain reaction in order to achieve a controlled rate of fission in a nuclear reactor for energy production. Textbooks on reactor physics span hundreds of pages of more or less complex equations. For the purposes of this article, however, we will focus only on a few selected concepts.

**One of the fundamental concepts in nuclear and reactor physics is the cross-section, which expresses the probability of a given nuclear reaction occurring as a result of the interaction of a particle (e.g. with an atomic nucleus). Two types of cross-sections are distinguished: microscopic and macroscopic.**

**The microscopic cross-section ( $\sigma$ ) is defined as a measure of the probability of a specific nuclear reaction.** Its unit is  $\text{cm}^2$ , but in practice the unit barn (b) is commonly used, where  $1 \text{ b} = 10^{-24} \text{ cm}^2$ . The cross-section strongly depends on neutron energy. For most nuclear reactions, an increase in the cross-section is observed in the thermal energy range ( $\sim 0.025 \text{ eV}$ ), following an inverse relationship with velocity,  $\sigma \propto 1/v$ . The term thermal neutrons refers to neutrons with such low energies.

For example, in the case of U-235 the fission cross-section for thermal neutrons is about 585 barns. For neutrons with energies on the order of 1 MeV, however, the cross-section drops to just a few barns. This dependence is crucial in reactor design, since it means that fission is more efficient with slowed-down (low-energy) neutrons, moderated by materials such as light water, heavy water, or graphite. The degree of nuclear fuel enrichment depends, among other things, on the moderator used.



Rys. 5. Przekroje czynne na rozszczepienie dla U-233, U-235, U-238 oraz Pu-239 [4]

Fig. 5. Fission cross-sections for U-233, U-235, U-238, and Pu-239 [4]

Im mniejsza energia neutronu, tym „chętniej” wywoła on rozszczepienie jądra atomowego.

**Mikroskopowy przekrój czynny odnosi się do pojedynczego zdarzenia.** Chcąc odnieść się do całego materiału w reaktorze jądrowym, wprowadza się pojęcie makroskopowego przekroju czynnego ( $\Sigma$ ), które definiuje się jako:

$$\Sigma = \sigma \cdot N$$

Gdzie  $N$  – oznacza koncentrację jąder na  $\text{cm}^3$ ,  $\sigma$  – mikroskopowy przekrój czynny na reakcję  $\text{cm}^2$ . Makroskopowy przekrój czynny pozwala obliczyć prawdopodobieństwo wystąpienia danej reakcji w próbce rzeczywistej o określonej gęstości i składzie.

W przypadku izotopów takich jak uran-238 dla energii neutronów rzędu eV-keV pojawiają się obszary rezonansowe – ostre piki wartości przekroju czynnego. W tych zakresach prawdopodobieństwo pochłonięcia (ale nie rozszczepienia) neutronu przez jądro gwałtownie rośnie. Rezonanse te odgrywają dużą rolę w tzw. efekcie Dopplera: wraz ze wzrostem temperatury paliwa, rezonanse ulegają poszerzeniu, zwiększając prawdopodobieństwo pochłonięcia neutronów i zmniejszając reaktywność reaktora. Jest to naturalny, pasywny mechanizm stabilizujący moc reaktora.

Kolejnym ważnym pojęciem w fizyce reaktorów jest pojęcie neutronów natychmiastowych oraz opóźnionych. Podczas rozszczepienia ciężkich jąder atomowych powstające neutrony są emitowane w dwóch głównych grupach:

– neutrony natychmiastowe, które powstają w ciągu  $\sim 10^{-14}$  s od chwili rozszczepienia; ich udział stanowi ok. 99,3% całkowitej liczby neutronów,

– neutrony opóźnione, które emitowane są wtórnie z niektórych fragmentów rozszczepienia; ich udział w przypadku uranu-235 wynosi ok. 0,64% (efektywną frakcją neutronów opóźnionych w reaktorze oznacza się symbolem:  $\beta_{\text{eff}}$ ). Najczęściej wyróżnia się sześć grup neutronów opóźnionych, podzielonych według czasów życia izotopów, z których powstają.

Produkty rozszczepienia są jądrami silnie wzbudzonymi i zazwyczaj niestabilnymi. Najczęściej w wyniku rozpadu beta minus następuje konwersja neutronu w proton, z emisją elektronu i antyneutrino. Powstałe jądro może pozostać w stanie wzbudzonym energetycznie i w niektórych przypadkach oddać nadmiar energii poprzez emisję dodatkowego neutronu – jest to właśnie neutron opóźniony. Czasy połowicznego zaniku prekursorów neutronów opóźnionych (a tym samym emisji neutronów opóźnionych) mieszczą się w szerokim zakresie – od ułamków sekundy do kilkudziesięciu sekund.

Mimo że neutrony opóźnione stanowią zaledwie ułamek całkowitej populacji neutronów, ich znaczenie dla możliwości sterowania reaktorem jest fundamentalne.

Największa wartość  $\beta_{\text{eff}}$  występuje przy uranie-235 ( $\sim 0,64$ ), natomiast najmniejsza przy plutonie-239 ( $\sim 0,21$ ). W typowym reaktorze energetycznym wartość  $\beta_{\text{eff}}$  będzie oscylować pomiędzy tymi dwoma wspomnianymi wartościami – ze względu na wypalanie paliwa jądrowego oraz powstawanie plutonu-239. Wielkość  $\beta_{\text{eff}}$  ma znaczenie w przypadku rozważania kinetyki reaktora, czyli badania populacji neutronów i szybkości zmian tej populacji w czasie, ale bez uwzględniania efektów związanych z parametrami ciepłno-przepływowymi.

#### Zanim przejdziemy do omówienia znaczenia neutronów opóźnionych w procesie sterowania reaktorem, warto najpierw pochylić się nad dwoma istotnymi pojęciami.

Pierwszym jest współczynnik mnożenia, oznaczający stosunek liczby neutronów w obecnym pokoleniu do neutronów w poprzednim pokoleniu:

$$k = \frac{n_i}{n_{i-1}}$$

Gdzie:  $n_{i-1}$  – oznacza liczbę neutronów w pokoleniu poprzednim,  $n_i$  – liczbę neutronów w obecnym pokoleniu. Wartość  $k = 1$  oznacza reaktor krytyczny, tj. taki, w którym zachodzi samopodtrzymująca się reakcja rozszczepienia. Wartość  $k < 1$  oznacza reaktor podkrytyczny – populacja neutronów będzie w takim układzie maleć. Wartość  $k > 1$  oznacza reaktor nadkrytyczny – populacja neutronów będzie rosła. W literaturze związanej z fizyką reaktorów oznacza się jeszcze  $k_{\text{eff}}$ , czyli efektywny współczynnik mnożenia opisujący reaktor rzeczywisty.

Drugim pojęciem będzie reaktywność oznaczająca odchylenie reaktora od stanu krytycznego:

$$\rho = \frac{k - 1}{k}$$

Gdy  $\rho = 0$  przy  $k = 1$  – będzie to oznaczać reaktor w stanie krytycznym, w którym populacja neutronów będzie stała. W przypadku  $\rho < 0$  w rozpatrywanym układzie populacja neutronów będzie maleć, dla  $\rho > 0$  populacja neutronów będzie rosła. Zmiany reaktywności w reaktorze jądrowym będą zależały od wielu czynników, najważniejszym będą jednak pręty sterujące, których unoszenie i wprowadzanie do rdzenia reaktora będzie zwiększać lub zmniejszać reaktywność, a tym samym populację neutronów, czyli moc reaktora jądrowego. Reaktywność jest jednostką bezwymiarową, ale w praktyce przyjęto stosowanie m.in. jednostki dolara, która odnosi się do części neutronów opóźnionych, tj.  $1 \$ = \rho / \beta_{\text{eff}}$ .

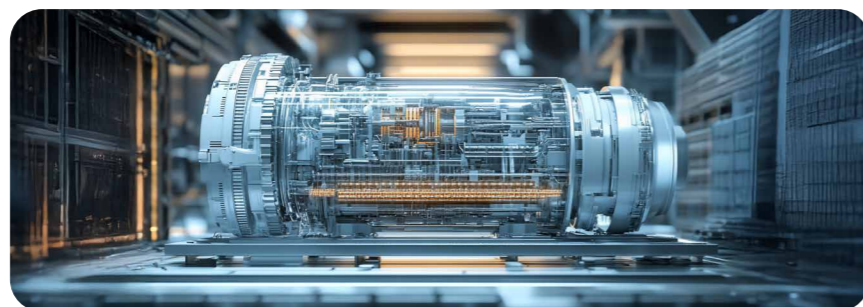
Okres reaktora jest czasem, po którym moc reaktora zmienia się e-krotnie, tj. o  $\sim 2,718$ . Innymi słowy, jeżeli okres reaktora równy jest 60 sekund to znaczy, że w ciągu 60 sekund jego moc zmieni się mniej więcej o 2,718. Matematycznie jednym ze sposobów przedstawienia okresu reaktora jest poniższe wyrażenie:

$$\tau = \frac{l^*}{\rho} + \frac{\beta_{\text{eff}} - \rho}{\lambda_{\text{eff}} \cdot \rho}$$

Gdzie:  $\tau$  – okres reaktora (s),  $l^*$  – czas życia neutronów natychmiastowych (dla reaktora pracującego na neutronach termicznych przyjmuje się wartość  $10^{-4}$  s),  $\rho$  – reaktywność,  $\beta_{\text{eff}}$  – efektywna frakcja neutronów opóźnionych,  $\lambda_{\text{eff}}$  – efektywna stała rozpadu prekursorów neutronów opóźnionych.

Wyrażenie to składa się z dwóch części, pierwsza z części wyrażenia  $l^*/\rho$  odpowiada za neutrony natychmiastowe, druga  $\frac{\beta_{\text{eff}} - \rho}{\lambda_{\text{eff}} \cdot \rho}$  odpowiada za neutrony opóźnione. Jeżeli do rozpatrywanego układu, tj. reaktora wprowadzi się reaktywność równą lub większą niż część neutronów opóźnionych  $\rho \geq \beta_{\text{eff}}$  to wyrażenie po prawej stronie się zeruje i okres reaktora można wtedy przedstawić w formie:

$$\tau = \frac{l^*}{\rho}$$



The lower the neutron energy, the more readily it induces fission of an atomic nucleus.

**The microscopic cross-section refers to a single interaction event.** To describe behavior across an entire material sample in a nuclear reactor, the concept of the macroscopic cross-section ( $\Sigma$ ) is introduced, defined as:

$$\Sigma = \sigma \cdot N$$

where  $N$  is the concentration of nuclei per  $\text{cm}^3$  and  $\sigma$  is the microscopic cross-section for the reaction, expressed in  $\text{cm}^2$ . The macroscopic cross-section makes it possible to calculate the probability of a given reaction occurring in a real sample of specified density and composition.

For isotopes such as uranium-238, in the neutron energy range of eV-keV, resonance regions appear - sharp peaks in the cross-section values. In these ranges, the probability of neutron absorption (but not fission) by the nucleus increases dramatically. These resonances are essential to the Doppler effect in nuclear reactors: as the fuel temperature increases, the resonances broaden, increasing the probability of neutron absorption and thereby reducing reactivity. This serves as a natural, passive mechanism that stabilizes reactor power.

Another key concept in reactor physics is the distinction between prompt and delayed neutrons. In the fission of heavy nuclei, neutrons are emitted in two main groups:

– Prompt neutrons: emitted within  $\sim 10^{-14}$  s of fission, accounting for about 99.3% of all neutrons.

– Delayed neutrons: emitted secondarily by certain fission fragments; in the case of uranium-235, their share is about 0.64%. The effective delayed neutron fraction in a reactor is denoted as  $\beta_{\text{eff}}$ . Typically, delayed neutrons are categorized into six groups, divided according to the half-lives of the precursor isotopes from which they originate.

Fission products are highly excited, usually unstable nuclei. In most cases, they undergo beta-minus decay, in which a neutron is transformed into a proton, accompanied by the emission of an electron and an antineutrino. The resulting nucleus may remain in an excited state and, in some cases, release excess energy by emitting an additional neutron - this is the delayed neutron. The half-lives of delayed neutron precursors, and therefore the emission times of delayed neutrons, span a wide range, from fractions of a second to several tens of seconds.

Although delayed neutrons represent only a small fraction of the total neutron population, their role in enabling control of a nuclear reactor is absolutely fundamental.

Possible precursor nuclei	Mean energy (MeV)	Average half-life of the group [s]			Delayed neutron fraction [%]		
		235U	239Pu	233U	235U	239Pu	233U
1 87Br, 142Cs	0.25	55.72	54.28	55.0	0.021	0.0072	0.0226
2 137I, 88Br	0.56	22.72	23.4	20.57	0.140	0.0626	0.0786
3 138I, 89Br, (93,94)Rb	0.43	6.22	5.60	5.00	0.126	0.0444	0.0658
4 139I, (93,94)Kr, 143Xe, (90,92)Br	0.62	2.3	2.13	2.13	0.252	0.0685	0.0730
5 140I, 145Cs	0.42	0.61	0.618	0.615	0.074	0.018	0.0135
6 (Br, Rb, As etc.)	-	0.23	0.257	0.277	0.027	0.0093	0.0087
Total					0.64	0.21	0.26

W pierwszej kolumnie przedstawiono prekursorów neutronów opóźnionych – atomy, z których one powstają. W trzech ostatnich kolumnach przedstawiono jaką frakcją z całości jest dana grupa neutronów opóźnionych.

Dane dotyczą rozszczepień uranu-235, plutonu-239 oraz uranu-233.

The first column shows the precursors of delayed neutrons – the atoms from which they originate. The last three columns indicate the fraction of the total represented by each group of delayed neutrons. The data refer to the fission of uranium-235, plutonium-239, and uranium-233.

Rys. 6. Tabela przedstawiająca 6 grup neutronów opóźnionych [5]

Fig. 6. The six groups of delayed neutrons [5]

The effective delayed neutron fraction ( $\beta_{\text{eff}}$ ) reaches its highest value for uranium-235 ( $\sim 0.64$ ) and its lowest for plutonium-239 ( $\sim 0.21$ ). In a typical power reactor,  $\beta_{\text{eff}}$  will vary within this range, influenced by fuel burnup and the accumulation of plutonium-239. The value of  $\beta_{\text{eff}}$  is particularly important in reactor kinetics, i.e., in the study of the neutron population and the rate of change of that population over time, without taking into account the effects associated with thermal-hydraulic parameters.

#### Before turning to the role of delayed neutrons in reactor control, it is useful to first examine two fundamental concepts.

The first concept is the multiplication factor, defined as the ratio of the number of neutrons in the current generation to the number of neutrons in the previous generation:

$$k = \frac{n_i}{n_{i-1}}$$

where:  $n_i$  – is the number of neutrons in the previous generation,  $n_{i-1}$  – the number of neutrons in the current generation. A value  $k = 1$  corresponds to a critical reactor, i.e. one in which a self-sustaining chain fission reaction occurs. A value  $k < 1$  indicates a subcritical reactor, where the neutron population decreases. A value  $k > 1$  indicates a supercritical reactor, where the neutron population increases. In reactor physics, the term  $k_{\text{eff}}$  is also used to describe the behavior of an actual reactor.

The second concept is reactivity, which describes the deviation of the reactor from the critical state:

$$\rho = \frac{k - 1}{k}$$

If  $\rho = 0$  at  $k = 1$ , the reactor is critical, with a constant neutron population. If  $\rho < 0$ , the neutron population decreases, if  $\rho > 0$ , the neutron population increases. Changes in reactivity in a nuclear reactor depend on many factors, the most important being the control rods, whose insertion into or withdrawal from the reactor core decreases or increases reactivity, thereby controlling the neutron population and the reactor power. Although reactivity is a dimensionless quantity, in practice the dollar (\$) unit is used, defined in relation to the fraction of delayed neutrons  $1 \$ = \rho / \beta_{\text{eff}}$ .

The reactor period is defined as the time required for the reactor power to change by a factor of  $e$  ( $\sim 2.718$ ). In other words, if the reactor period is 60 seconds, the reactor power will change by approximately a factor of 2.718 within that time. Mathematically, one way to express the reactor period is:

$$\tau = \frac{l^*}{\rho} + \frac{\beta_{\text{eff}} - \rho}{\lambda_{\text{eff}} \cdot \rho}$$

where:  $\tau$  – reactor period (s),  $l^*$  – prompt neutron lifetime (for a thermal reactor typically taken as  $10^{-4}$  s),  $\rho$  – reactivity,  $\beta_{\text{eff}}$  – effective delayed neutron fraction,  $\lambda_{\text{eff}}$  – effective decay constant of delayed neutron precursors. This expression consists of two terms, the first  $l^*/\rho$  which accounts for prompt neutrons, the second  $\frac{\beta_{\text{eff}} - \rho}{\lambda_{\text{eff}} \cdot \rho}$  which accounts for delayed neutrons. If the reactivity inserted into the reactor is equal to or greater than the effective delayed neutron fraction  $\rho \geq \beta_{\text{eff}}$ , the second term on the right-hand side vanishes, and the reactor period simplifies to:

$$\tau = \frac{l^*}{\rho}$$

Przyjmując, że do reaktora wprowadzono reaktywność równą 1, odpowiadającą świeżemu paliwu uranowemu, tj. 0,0064 z powyższego równania, okres reaktora będzie równy:

$$\tau = \frac{l^*}{\rho} = \frac{10^{-4} \text{ s}}{0,0064} = 0,015 \text{ s}$$



W przypadku wprowadzenia do reaktora reaktywności równej/większej niż 1 samopodtrzymująca się reakcja łańcuchowa zachodzi na neutronach natychmiastowych. W takim przypadku moc reaktora w ciągu 0,015 s wzrośnie o 2,718. Jest to bardzo niebezpieczna sytuacja dla reaktora energetycznego.

Reaktor taki nazywa się reaktorem natychmiastowo krytycznym – od reakcji na neutronach natychmiastowych. W praktyce wartość okresu reaktora równa około 20 sekund jest już wartością alarmującą i często wyłączającą automatycznie reaktor.



Przykładem historycznym awarii, w której reakcja na neutronach natychmiastowych miała kluczowe znaczenie jest awaria na czwartym bloku Czarnobylskiej Elektrowni Jądowej w 1986 roku. Fatalna konstrukcja prętów kontrolnych, zamiast wygasić reakcję rozszczepienia, wprowadziła do reaktora reaktywność o wartości około 1,15  $\beta_{\text{eff}}$ , rozpoczynając wybieg reaktora na neutronach natychmiastowych. Następnie – praktycznie natychmiastowe odparowanie wody w kanałach paliwowych reaktora zwiększyło reaktywność o kolejne  $\sim 5 \beta_{\text{eff}}$  (ze względu na konstrukcję reaktora), co doprowadziło już do całkowitego zniszczenia rdzenia reaktora.

A historical example of an accident in which prompt neutrons played a decisive role is the Chernobyl Unit 4 disaster in 1986. Due to the flawed design of the control rods, their insertion, instead of shutting down the chain reaction, introduced approximately 1.15  $\beta_{\text{eff}}$  of positive reactivity, driving the reactor prompt critical. Almost immediately thereafter, the rapid boiling of water in the fuel channels added another  $\sim 5 \beta_{\text{eff}}$  of positive reactivity (specific to the RBMK design), which led to the total destruction of the reactor core.

Kończąc część dotyczącą fizyki reaktorów, zaznaczyć należy jeszcze istnienie współczynników reaktywnościowych. Mówią one o tym, jak zmienia się reaktywność, gdy zmienia się jakiś parametr pracy reaktora, np. temperatura paliwa, ciśnienie czy w ogólności moc reaktora. Dobrym przykładem pasywnego bezpieczeństwa reaktorów jądowych jest współczynnik reaktywności od zmian temperatury paliwa (tzw. współczynnik Dopplerowski). Jest on ujemny i – wraz ze wzrostem temperatury paliwa – jednocześnie wprowadza większą ujemną reaktywność do rdzenia (ma to związek z zakresem rezonansowym w przekrojach czynnych, o których była mowa wcześniej). W typowym reaktorze PWR mocowy współczynnik reaktywności (zawierający w sobie współczynniki od zmiany temperatury paliwa, temperatury moderatora i próżniowy), opisujący zmiany reaktywności w przypadku zmiany mocy reaktora jest ujemny w całym zakresie pracy reaktora.

### Energetyka jądowa

**Blok jądowy jest klasyczną elektrownią parową pracującą w cyklu Rankine'a, w której zasadniczą różnicą względem siłowni konwencjonalnych jest źródło ciepła: rdzeń reaktora, gdzie energia uwalniana w rozszczepieniach jąder przekształca się w strumień ciepły przekazywany do chłodziwa.**

Utrzymanie stabilnej pracy wymaga spełnienia warunku  $k = 1$  (bilans neutronów) oraz kontroli reaktywności z wykorzystaniem materiałów pochłaniających neutrony i sprzężeń zwrotnych układu sterowania jakim jest reaktor jądowy. W reaktorach PWR lekka woda pełni rolę moderatora i chłodziwa, jest utrzymywana jednofazowo pod ciśnieniem  $\sim 15-16$  MPa i oddaje ciepło do obiegu wtórnego w wytwornicach pary.

W reaktorach BWR wrzenie zachodzi bezpośrednio w rdzeniu ( $p \approx 7$  MPa). Para po separacji i osuszeniu zasila turbinę, a reaktywność układu silnie zależy od ilości pary w rdzeniu reaktora. Sterowalność mocy zapewniają: pręty regulacyjne, stężenie kwasu borowego (trucizna reaktorowa pochłaniająca neutrony w PWR), regulacja przepływu chłodziwa (silnie widoczne w BWR) oraz współczynniki reaktywnościowe, o których była mowa wcześniej. Bezpieczeństwo opiera się na ochronie w głąb, aktywnych i pasywnych systemach bezpieczeństwa do odprowadzania ciepła oraz zatrzymania reakcji rozszczepienia. Jeżeli dojdzie do sytuacji, w której reaktor czy też cały obiekt jądowy osiągnie potencjalnie niebezpieczne parametry pracy, systemy bezpieczeństwa wygenerują sygnał wyłączenia reaktora, aby chronić paliwo oraz granicę ciśnieniową reaktora – pierwsze bariery ochronne reaktora. Jeżeli dojdzie do sytuacji utraty chłodziwa z obiegu pierwotnego reaktora (tzw. LOCA – Loss of coolant accident), kolejne systemy bezpieczeństwa zadziałają w celu złagodzenia skutków awarii, utrzymania chłodzenia paliwa i ochrony obudowy – ostatniej bariery bezpieczeństwa. Wspomniane systemy muszą być redundancjne (z wielokrotnionie), fizycznie odseparowane od siebie, zasilane z różnych źródeł energii elektrycznej i muszą pozostawać sprawne nawet przy wystąpieniu różnych sytuacji losowych.

### PWR

W dalszej części przedstawiono typowy obieg reaktora PWR, krótką charakterystykę paliwa, mechanizmy regulacji reaktywności oraz kluczowe elementy systemów bezpieczeństwa.



Rdzeń reaktora zanurzony jest w lekkiej wodzie pełniącej zarówno rolę chłodziwa, jak i moderatora. Na rdzeń składają się elementy konstrukcyjne, paliwo jądowe, a sam rdzeń umieszczony jest w zbiorniku ciśnieniowym reaktora. Paliwem jądowym jest ceramika  $UO_2$ , taka pastylka paliwowa charak-

Koordinację w zakresie kontroli i nadzoru nad działalnością obiektów jądowych, sprawowaną przez organy dozoru jądowego oraz inne organy administracji, w zakresie ich kompetencji i właściwości, zapewnia system koordynacji i kontroli i nadzoru nad obiektami jądowymi, tworzą Prezes Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego, Urzędem Dozoru Technicznego, Głównym Inspektorem Ochrony Środowiska, Głównym Inspektorem Sanitarnym, Komendantem Głównym Państwowej Straży Pożarnej, Głównym Inspektorem Nadzoru Budowlanego, Głównym Inspektorem Pracy.

Assuming that reactivity equal to 1 is introduced into the reactor, corresponding to fresh uranium fuel, i.e., 0.0064 – the reactor period can be calculated as:

$$\tau = \frac{l^*}{\rho} = \frac{10^{-4} \text{ s}}{0,0064} = 0,015 \text{ s}$$



When reactivity inserted into the reactor reaches or exceeds 1, the self-sustaining chain reaction proceeds on prompt neutrons. Under these conditions, the reactor power increases by a factor of 2.718 within just 0.015 seconds (for mentioned case). This represents a very dangerous situation for a power reactor.

A reactor in this state is referred to as prompt critical, meaning that the chain reaction is sustained by prompt neutrons alone. In practice, a reactor period of approximately 20 seconds is already considered alarming and often triggers an automatic reactor trip.

A historical example of an accident in which prompt neutrons played a decisive role is the Chernobyl Unit 4 disaster in 1986. Due to the flawed design of the control rods, their insertion, instead of shutting down the chain reaction, introduced approximately 1.15  $\beta_{\text{eff}}$  of positive reactivity, driving the reactor prompt critical. Almost immediately thereafter, the rapid boiling of water in the fuel channels added another  $\sim 5 \beta_{\text{eff}}$  of positive reactivity (specific to the RBMK design), which led to the total destruction of the reactor core.

Concluding this section on reactor physics, it is important to highlight the existence of reactivity coefficients, which describe how reactivity changes in response to variations in reactor operating parameters such as fuel temperature, pressure, or overall reactor power. A well-known example of passive safety in nuclear reactors is the Doppler coefficient (fuel temperature coefficient of reactivity). It is negative, meaning that as the fuel temperature rises, additional negative reactivity is introduced into the core (this is related to resonance absorption effects in neutron cross sections discussed earlier). In a typical PWR, the power coefficient of reactivity, which incorporates the Doppler coefficient, the moderator temperature coefficient, and the void coefficient, remains negative across the entire operating range of the reactor.

### Nuclear Power Engineering

**A nuclear power unit is essentially a steam power plant operating on the Rankine cycle, with the key difference from conventional power plants being the heat source: the reactor core, where the energy released from nuclear fission is converted into thermal energy and transferred to the coolant.**

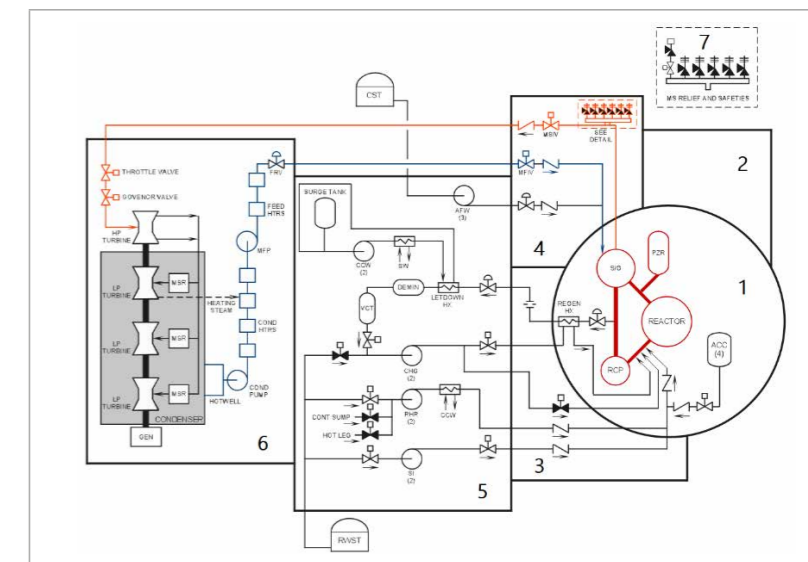
Maintaining stable operation requires meeting the condition  $k = 1$  (neutron balance) and controlling reactivity through the use of neutron-absorbing materials as well as feedback mechanisms inherent to the reactor system. In PWR reactors, light water serves as both moderator and coolant. It is kept in a single-phase state under a pressure of  $\sim 15-16$  MPa and transfers heat to the secondary loop via steam generators. In BWR reactors, boiling occurs directly in the reactor core ( $p \approx 7$  MPa). After separation and drying, the steam drives the turbine. Reactivity in the system is strongly influenced by the amount of steam present in the core. Power is regulated through a combination of control rods, the concentration of boric

acid (a neutron-absorbing chemical "poison" used in PWRs), coolant flow control (especially significant in BWRs), and the reactivity coefficients described earlier. Safety is ensured by the principle of defense-in-depth, supported by both active and passive safety systems for heat removal and fission reaction shutdown. If the reactor or the plant as a whole reaches potentially unsafe operating parameters, the safety systems automatically generate a reactor trip signal, protecting both the fuel and the reactor pressure boundary – one of the reactor's safety barriers. In the event of a loss-of-coolant accident (LOCA), additional safety systems are activated to mitigate the consequences, maintain core cooling, and protect the containment structure - the reactor's final barrier. All such systems must be redundant (duplicated), physically separated, powered from diverse energy sources, and remain fully functional even under challenging or unexpected conditions.

Coordination of inspection and oversight of nuclear facilities, carried out by nuclear regulatory authorities and other administrative bodies within their competences and jurisdictions, is ensured by the coordination system for the inspection and oversight of nuclear facilities. This system is established by the President of PAA in cooperation with the Head of the Internal Security Agency, the Office of Technical Inspection, the Chief Inspector of Environmental Protection, the Chief Sanitary Inspector, the Chief Commander of the State Fire Service, the Chief Inspector of Building Supervision, and the Chief Labour Inspector.

### PWR

The following section presents a typical PWR primary circuit, a brief overview of the fuel characteristics, mechanisms of reactivity control, and the key components of the safety systems.



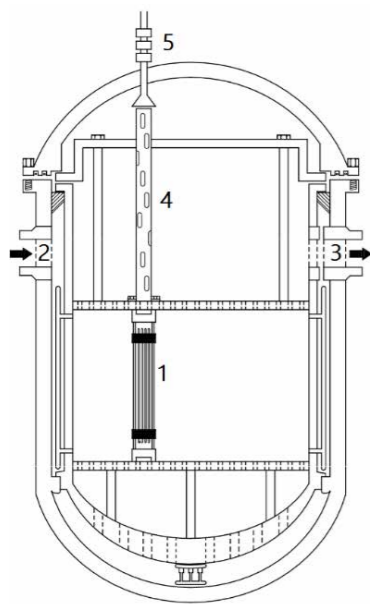
1. Wnętrze obudowy bezpieczeństwa
2. Budynek paliwa jądowego
3. i 4. Budynek zawierający otwory penetracyjne do obudowy bezpieczeństwa
5. Budynek pomocniczy
6. Hala turbin
7. Zawory upustowe i bezpieczeństwa

1. Containment interior
2. Nuclear fuel building
3. & 4. Penetration buildings to containment
5. Auxiliary building
6. Turbine hall
7. Relief and safety valves

Rys. 7. Schemat technologiczny typowego obiegu reaktora PWR [6]  
Fig. 7. Process schematic of a typical PWR reactor circuit [6]

The reactor core is submerged in light water, which serves both as a coolant and a moderator. The core consists of structural elements and nuclear fuel, all housed within the reactor pressure vessel. The fuel is uranium dioxide ( $UO_2$ ) ceramic form, with fuel pellets characterized by a high melting point. These pellets are stacked into fuel rods, which are clad in zirconium alloys. Such alloys are particularly suitable for fission reactions due to their low neutron absorption

teryzuje się wysoką temperaturą topnienia. Z pastylek paliwowych formowane są pręty paliwowe, których koszulka jest zbudowana ze stopów cyrkonu. Stopy te mają kluczową charakterystykę, biorąc pod uwagę reakcję rozszczepienia – niski przekrój czynny na absorpcję (pochłonięcie neutronu), dodatkowo są odporne na korozję w środowisku, w którym występują kwas borowy. Pręty paliwowe formowane są w kasety paliwowe, wymiary kaset są różne w zależności od technologii reaktora. Najczęściej spotyka się kasety paliwowe o wymiarze 17x17 prętów kontrolnych, uformowanych na płaszczyźnie kwadratu. Tutaj można wspomnieć, że rosyjskie reaktory WWER (PWR) nie mają siatki kwadratowej, a sześciokątnej. W części kaset paliwowych znajdują się miejsca na umieszczenie w nich prętów kontrolnych, które zbudowane są z elementów pochłaniających neutrony (np. węgiel boru, kadm). Paliwo jest najczęściej wzbogacone do poziomu 3-5%, a część kaset paliwowych może również zawierać tzw. trucizny wypalające się (np.  $Gd_2O_3$ ).



1. Kasety paliwowe
2. Wejście „zimnej” wody do reaktora, tzw. „cold leg”
3. Wyjście „ciepłej” wody z reaktora, tzw. „hot leg”
4. Prowadnica pręta sterującego
5. Mechanizm sterujący prętem kontrolnym

1. Fuel assembly
2. Reactor coolant inlet ("cold leg")
3. Reactor coolant outlet ("hot leg")
4. Control rod guide tube
5. Control rod drive mechanism

Rys. 8. Przekrój przez zbiornik ciśnieniowy reaktora [6]  
Fig. 8. Cross-section of the reactor pressure vessel [6]

Woda podgrzana w rdzeniu reaktora o jakieś 20/30°C w stosunku do temperatury wejściowej, dalej jest kierowana do wytwornicy pary, w której oddaje swoje ciepło wodzie obiegu wtórnego, która zamieniana jest w parę. Po przejściu przez wytwornicę pary woda trafia do głównych pomp cyrkulacyjnych, a następnie ponownie do rdzenia reaktora. Pierwotny obieg reaktora zawiera również stabilizator ciśnienia, którego zadaniem jest utrzymywanie danego ciśnienia roboczego (funkcja ta realizowana jest z wykorzystaniem grzałek elektrycznych i natrysku wody wewnątrz stabilizatora ciśnienia).

W obiegu wtórnym para powstała w wytwornicach pary kierowana jest do układu turbinowego, zbliżonego do typowego układu z elektrowni konwencjonalnej.

Schemat technologiczny typowego obiegu reaktora PWR, który został zaprezentowany na rysunku 7, przedstawia budynek pomocniczy oznaczony numerem 5. W budynku pomocniczym znajdują się systemy odpowiadające m.in. za: oczyszczanie wody obiegu pierwotnego, utrzymanie odpowiedniego poziomu pH wody w obiegu pierwotnym, uzupełnianie wody w obiegu pierwotnym oraz gospodarkę stężeniem kwasu borowego w obiegu pierwotnym reaktora.

### Systemy bezpieczeństwa

Oprócz ww. systemów i układów elektrownie jądrowe posiadają również szereg systemów bezpieczeństwa. Na rys. 9 przedstawiono typowe systemy chłodzenia rdzenia – zarówno awaryjne, jak i nieawaryjne.



Na podstawie rys. 9 można wyszczególnić następujące systemy:

#### 1. System chłodzenia powyłączeniowego (RHR) spełnia dwie podstawowe funkcje:

- a) usuwanie ciepła powyłączeniowego z rdzenia reaktora i obniżenie temperatury obiegu pierwotnego reaktora,
- b) niskociśnieniowego wtrysku wody do obiegu pierwotnego reaktora w ramach Systemu Awaryjnego Chłodzenia Rdzenia (ECCS) po awarii z utratą chłodziwa (LOCA).

RHR obejmuje pompy RHR „A” i „B”, wymienniki ciepła RHR HX „A” i „B”. Woda do systemu może być dostarczana ze zbiornika RWST (ang. Refueling Water Storage Tank), a w przypadku awarii z utratą chłodziwa woda może być pobierana bezpośrednio z obudowy bezpieczeństwa przez studzienkę, na rysunku oznaczoną jako „CONT RECIR SUMP”.

**2. Cztery akumulatory o objętości około 40 m<sup>3</sup> każdy, wypełnione w 2/3 wodą z kwasem borowym, pozostałą przestrzeń zajmuje azot pod ciśnieniem większym niż 4 MPa.** Podczas normalnej pracy reaktora każdy z akumulatorów jest odseparowany od zimnej nitki (rurociągu) obiegu pierwotnego dwoma umieszczonymi szeregowo zaworami. Akumulatory są pasywnymi systemami bezpieczeństwa – w przypadku spadku ciśnienia w obiegu pierwotnym poniżej zadanej wartości ich zawartość zostanie automatycznie wtłoczona do obiegu pierwotnego – precyzyjnie do chłodniej nitki.

**3. Wysokociśnieniowy wtrysk wody składa się z dwóch pomp CCP „A” i „B”, zbiornika wtrysku boru (BIT) oraz powiązanej armatury pomocniczej.** Podczas normalnej pracy reaktora ww. pompy są częścią systemu CVCS (Chemical and Volume Control System, system kontrolujący m.in. stężenie boru w obiegu pierwotnym). Natomiast

cross-section, while also providing resistance to corrosion in the boric acid environment. Fuel rods are assembled into fuel assemblies, the dimensions of which vary depending on reactor technology. The most common are square 17x17 assemblies. Notably, Russian VVER (PWR) reactors use a hexagonal lattice instead a square one. Some fuel assemblies also contain positions for control rods, made from neutron-absorbing materials such as boron carbide or cadmium. The fuel is typically enriched to 3–5%, and certain assemblies may additionally include burnable poisons such as gadolinium oxide ( $Gd_2O_3$ ).

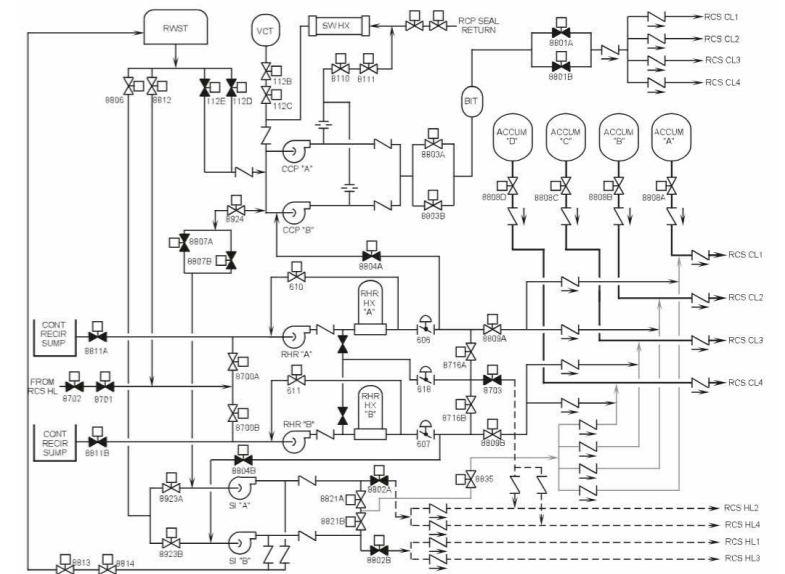
The water heated in the reactor core by approximately 20–30°C relative to the inlet temperature is directed to the steam generator, where it transfers its heat to the secondary-circuit water, which is converted into steam. After passing through the steam generator, the water flows to the main circulation pumps and is then returned to the reactor core. The primary circuit of the reactor also contains a pressurizer, whose task is to maintain the specified operating pressure (this function is performed using electric heaters and spray systems inside the pressurizer).

In the secondary circuit, the steam generated in the steam generators is directed to the turbine system, which operates similarly to that of a conventional fossil-fuel power plant.

The schematic of a typical PWR circuit presented in Fig. 7 also shows the auxiliary building (marked as No. 5). The auxiliary building houses systems responsible, among other things, for purifying the primary-circuit water, maintaining the appropriate pH level in the primary circuit, replenishing water losses, and managing the concentration of boric acid in the reactor's primary circuit.

### Safety Systems

In addition to the systems and circuits mentioned above, nuclear power plants are also equipped with a wide range of safety systems. Fig. 9 presents typical reactor core cooling systems, both emergency and non-emergency.



Rys. 9. Systemy powyłączeniowego i awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora PWR [6]  
Fig. 9. Residual heat removal and emergency core cooling systems of a PWR [6]

Based on Fig. 9, the following systems can be identified:

#### 1. Residual Heat Removal System (RHR) – This system performs two primary functions:

- a) removal of decay heat from the reactor core and reduction of the primary circuit temperature;
- b) low-pressure water injection into the reactor coolant system (RCS) as part of the Emergency Core Cooling System (ECCS) in the event of a Loss of Coolant Accident (LOCA).

The RHR consists of RHR pumps “A” and “B” and RHR heat exchangers “A” and “B.” Water may be supplied from the Refueling Water Storage Tank (RWST), or, in case of a LOCA, directly from the containment sump, indicated in the figure as “CONT RECIR SUMP”.

#### 2. Accumulators – Four tanks, each with a capacity of about 40 m<sup>3</sup>, filled two-thirds with borated water, with the remaining space pressurized with nitrogen at over 4 MPa.

During normal reactor operation, each accumulator is isolated from the cold leg of the RCS by two series-connected valves. The accumulators are passive safety systems: if pressure in the RCS drops below a setpoint, their contents are automatically injected into the cold leg.

#### 3. High-Pressure Injection System (HPI) – Comprising two CCP pumps “A” and “B,” a boron injection tank (BIT), and associated auxiliary equipment.

During normal operation, these pumps are part of the Chemical and Volume Control System (CVCS), which regulates, among other things, the boron concentration in the primary circuit. In the event of a LOCA, the pumps inject water at the prevailing system pressure into the RCS. This allows small volumes of water to be supplied under high pressure. The pipelines connecting this system to the cold leg are not shared with other safety systems.

#### 4. Intermediate-Pressure Injection System (IPI) – Consisting of two SI pumps “A” and “B,” as well as associated valves and piping from the RWST to both the cold and hot legs of the reactor.

The system is designed to supply water from the RWST to the RCS in the event of a relatively small break, where system pressure remains high (above the setpoints of the accumulators and RHR pumps) for a relatively long period. Additionally, the system is configured to recirculate coolant to both the hot and cold legs to ensure long-term core cooling at intermediate pressures.

**In the case of AP1000 reactors, which are planned for construction in Poland, the Emergency Core Cooling System (ECCS) is simplified and relies largely on natural circulation, without requiring operator intervention.**

In addition to the PWR described above and the BWR mentioned earlier, several other designs of power reactors are currently in operation worldwide:

- ▶ CANDU (Canada Deuterium Uranium) – Canadian, channel-type reactors using heavy water as a moderator. Thanks to the use of heavy water, they can operate on very lo-

w przypadku awarii typu LOCA pompy te dostarczają wodę pod ciśnieniem będącym w danej chwili w obiegu pierwotnym reaktora. Pozwala on na uzupełnienie małych ilości wody, ale pod dużym ciśnieniem. Rurociągi łączące ten system z zimną nitką reaktora nie są współdzielone z innymi systemami bezpieczeństwa.

**4. Średniociśnieniowy wtrysk wody składa się z dwóch pomp SI „A” i „B” oraz powiązanych zaworów i rurociągów od zbiornika RWST do zimnej i gorącej nitki reaktora.** System został zaprojektowany do dostarczania wody z RWST do obiegu reaktora w przypadku stosunkowo niewielkiego rozszczelnienia, w którym ciśnienie w obiegu pierwotnym pozostaje wysokie (powyżej ciśnienia zadziałania akumulatorów i ciśnienia zadziałania pomp RHR) przez stosunkowo długi czas. Ponadto system jest skonfigurowany do recyrkulacji chłodziwa do gorących i zimnych odnóg, w celu zapewnienia długoterminowego chłodzenia rdzenia przy średnich ciśnieniach chłodziwa.

**W przypadku reaktorów AP1000, które będą budowane w Polsce, system awaryjnego chłodzenia rdzenia jest uproszczony i w większości podlega działaniu naturalnej cyrkulacji, bez wymaganych działań operatora.**

Oprócz opisanego w tekście reaktora PWR, wspomnianego reaktora BWR istnieją jeszcze inne konstrukcje energetycznych reaktorów jądrowych. Obecnie wśród eksploatowanych bloków można wyróżnić dodatkowo reaktory:

- ▶ CANDU – kanadyjskie, kanałowe reaktory wykorzystujące ciężką wodę jako moderator. Dzięki zastosowaniu takiego moderatora mogą one pracować na uranie o bardzo niskim wzbogaceniu. Prócz kanadyjskich CANDU ciężkowodne reaktory rozwinęły również Indie.
- ▶ AGR (ang. advanced gas-cooled reactor) – reaktory pracujące obecnie na terenie Wielkiej Brytanii. Są chłodzone gazem, moderowane grafitem.
- ▶ FBR (ang. fast breeder reactor) – reaktor prędkości powielający. Obecnie istnieją dwa takie reaktory energetyczne (BN-600 oraz BN-800). Oba są chłodzone ciekłym sodem.

**Ustawa – Prawo atomowe oraz rozporządzenia wykonawcze, w szczególności rozporządzenie w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględnić projekt obiektu jądrowego, określa standardy bezpieczeństwa, które musi spełnić obiekt jądrowy w Polsce. Wymagania dla SMRów są takie same jak dla reaktorów wielkoskalowych. Co istotne, zgodnie z art. 36b ustawy – Prawo atomowe, w projekcie i procesie budowy obiektu jądrowego nie stosuje się rozwiązań i technologii, które nie zostały sprawdzone w praktyce w już istniejących obiektach jądrowych lub za pomocą prób, badań oraz analiz.**

- ▶ HTGR (ang. high temperature gas reactor) – reaktor wysokotemperaturowy chłodzony gazem. Przykładem takiego reaktora jest chiński reaktor HTR-PM.
- ▶ LWGR (ang. light water graphite reactor) – reaktor wodny grafitowy. Są to głównie rosyjskie reaktory RBMK. Reaktory chłodzone wodą, moderowane grafitem i, podobnie jak reaktory CANDU, są kanałowe.

Każda z wymienionych wyżej technologii mogłaby zostać opisana na wielu stronach, podobnie jak technologie dopiero rozwijane – zarówno SMRy, jak i tzw. reaktory IV generacji. Aktualne światowe dane nt. pracujących reaktorów jądrowych można znaleźć na stronie Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (IAEA), tj. „PRIS – Power Reactor Information System”. W przypadku

SMRów interesującą pozycją zawierającą najnowsze informacje w tym temacie jest publikacja pt. „Small Modular Reactors: Advances in SMR Developments 2024”.

### Nie tylko „safety”, ale i „security”

Oprócz bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej istnieje jeszcze ochrona fizyczna. Na całym świecie, jak i w Polsce elektrownie jądrowe podlegają ochronie fizycznej. Projekt systemu ochrony fizycznej takiego obiektu musi zostać zaakceptowany przez Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki już na etapie wydawania zezwolenia na budowę elektrowni jądrowej. Jednym z podstawowych warunków do zaakceptowania takiego systemu jest pozytywna opinia Szefa Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego dotycząca rozpatrywanego systemu ochrony fizycznej. Spis potencjalnych zagrożeń dla obiektu jądrowego jest ujęty w dokumencie pod tytułem „Podstawowe zagrożenie projektowe”. Dokument ten definiuje się w prawie jako dokument zawierający charakterystykę, a w szczególności cechy, motywacje, zamiary, możliwości oraz sposoby działania podmiotów, zarówno wewnątrz, jak i spoza jednostki organizacyjnej, mogących dążyć do czynów takich jak kradzież, nieupoważnione użycie, cyberatak, akt terroru lub sabotaż. Te czynniki uwzględnia się przy opracowywaniu systemu ochrony fizycznej materiałów jądrowych lub obiektów jądrowych.

Literatura:

1. Krane K. S., Introductory Nuclear Physics, Wiley, 1988.
2. Lilley J., Nuclear Physics: Principles and Applications, Wiley, 2001.
3. Królikowski W., Fizyka jądrowa i cząstek elementarnych, PWN, 2012.
4. Cohen B. L., Concepts of Nuclear Physics, McGraw-Hill, 1971.
5. Glasstone S., Sesonske A., Nuclear Reactor Engineering, Springer, 1994.
6. Chadwick J., „The existence of a neutron”, Proceedings of the Royal Society A., 1932.
7. Hahn O., Strassmann F., „Über den Nachweis und das Verhalten der bei der Bestrahlung des Urans mittels Neutronen entstehenden Erdalkalimetalle”, Naturwissenschaften, 1939.
8. Einstein A., Szilárd L., Letter to President Roosevelt, 1939.
9. World Nuclear Association, Nuclear Power Reactors, 2023.
10. Stacey W. M., Nuclear Reactor Physics, Wiley, 2018.
11. Mikhailov V. N.; Goncharov G. A., „I. V. Kurchatov and the development of nuclear weapons in the USSR”, Atomic Energy, 1999, 86 (4): 266-282.
12. Халимончук В.А. Динамика реактора с распределенными параметрами в исследованиях переходных режимов эксплуатации ВВЭР и РБМК. – К.: Основа, 2008. – 228 с.
13. Westinghouse Technology Systems Manual, U.S. NRC, July 2020, Technical Training Center Chattanooga, Tennessee.

Rysunki:

1. By Los Alamos National Laboratory – Los Alamos National Laboratory, Attribution <https://commons.wikimedia.org/w/index.php?curid=36283260>
2. Binding energy curve [https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Binding\\_energy\\_curve\\_-\\_common\\_isotopes.svg](https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Binding_energy_curve_-_common_isotopes.svg)
3. Graph of Fission Product Yields <https://www.ndc.jaea.go.jp/cgi-bin/FPYfig>
4. [https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Fission\\_cross\\_section\\_of\\_4\\_nuclides.png](https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Fission_cross_section_of_4_nuclides.png)
5. <https://nuclear-power.com/wp-content/uploads/2015/10/Parameters-of-Delayed-Neutrons.png>
6. <https://www.nrc.gov/docs/ML2116/ML21166A218.pdf>

Prezes Państwowej Agencji Atomistyki wydaje zezwolenia m.in. w zakresie budowy, rozruchu, eksploatacji lub likwidacji obiektów jądrowych (w tym elektrowni jądrowych).  
Prezes wydaje decyzję w sprawie zezwolenia:  
1) na budowę obiektu jądrowego – w terminie 24 miesięcy,  
2) na rozruch obiektu jądrowego – w terminie 9 miesięcy,  
3) na eksploatację obiektu jądrowego – w terminie 6 miesięcy,  
4) na likwidację obiektu jądrowego – w terminie 9 miesięcy – od dnia złożenia wniosku wraz z wymaganymi dokumentami.



w-enriched uranium. Besides Canada, heavy-water reactors have also been strongly developed in India.

- ▶ AGR (Advanced Gas-Cooled Reactor) – Gas-cooled, graphite-moderated reactors, currently operating in the United Kingdom.
- ▶ FBR (Fast Breeder Reactor) – Currently, two such power reactors are in operation: BN-600 and BN-800, both cooled with liquid sodium.

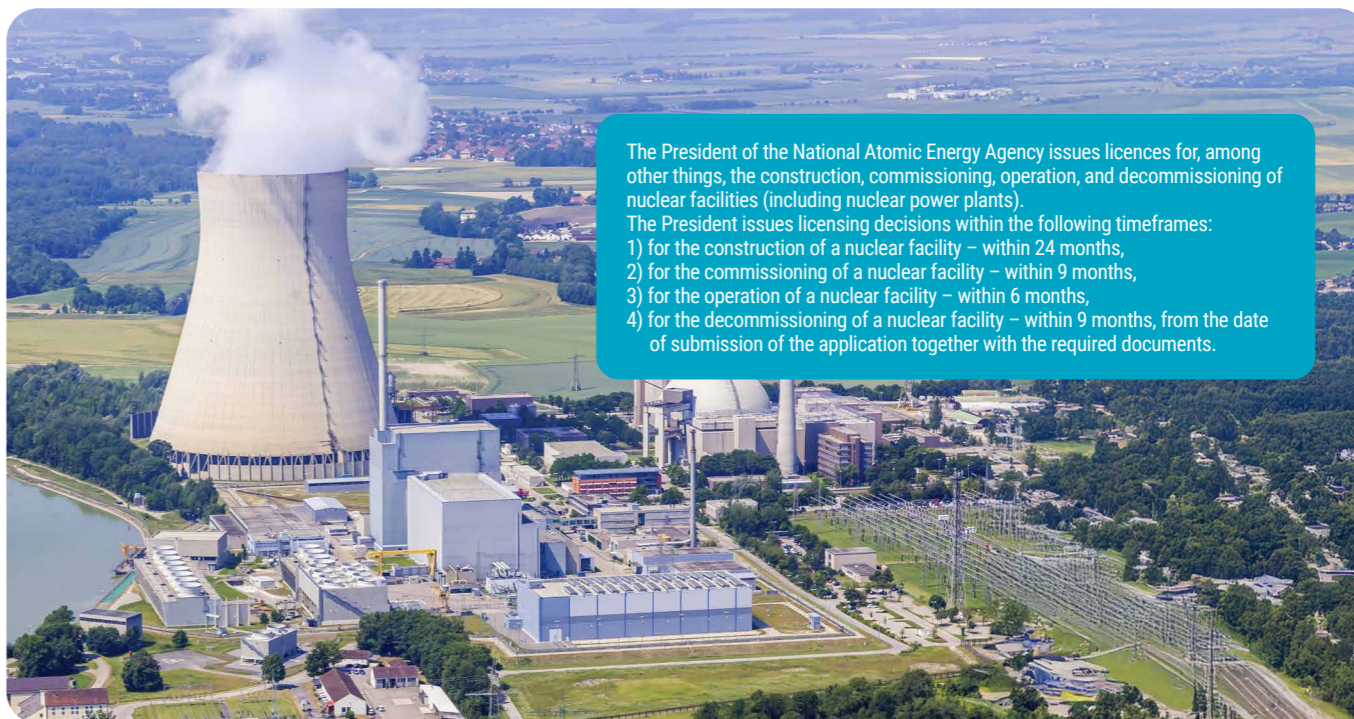
**The Atomic Law Act and its implementing regulations—particularly the regulation on nuclear safety and radiological protection requirements for nuclear facility design—define the safety standards that must be met by nuclear installations in Poland. The requirements for SMRs are the same as for large-scale reactors. Importantly, under Article 36b of the Atomic Law Act, the design and construction of a nuclear facility cannot employ solutions or technologies that have not been proven in practice at existing nuclear facilities or through tests, research, and analysis.**

- ▶ HTGR (High Temperature Gas-cooled Reactor) – An example is the Chinese HTR-PM.
- ▶ LWGR (Light Water Graphite Reactor) – A water-cooled, graphite-moderated, channel-type reactor, primarily represented by the Russian RBMK designs. Like CANDU reactors, they are channel reactors.

Each of the technologies listed above could be described in detail over many pages, just like the emerging technologies - both SMRs and so-called Generation IV reactors. Current global data on operating nuclear reactors can be found on the website of the International Atomic Energy Agency (IAEA), namely the Power Reactor Information System (PRIS). For SMRs, an interesting and up-to-date reference is the publication “Small Modular Reactors: Advances in SMR Developments 2024.”

### Not only "safety" but also "security"

In addition to nuclear safety and radiological protection, there is also physical protection. Worldwide, including in Poland, nuclear power plants are subject to physical protection measures. The physical protection system project of such a facility must be approved by the President of the National Atomic Energy Agency (PAA) already at the stage of granting the construction license for a nuclear power plant. One of the basic conditions for such approval is a positive opinion from the Head of the Internal Security Agency (ABW) concerning the proposed physical protection system. The list of potential threats to a nuclear facility is included in a document entitled “Design Basis Threat.” Under Polish



The President of the National Atomic Energy Agency issues licences for, among other things, the construction, commissioning, operation, and decommissioning of nuclear facilities (including nuclear power plants).  
The President issues licensing decisions within the following timeframes:  
1) for the construction of a nuclear facility – within 24 months,  
2) for the commissioning of a nuclear facility – within 9 months,  
3) for the operation of a nuclear facility – within 6 months,  
4) for the decommissioning of a nuclear facility – within 9 months, from the date of submission of the application together with the required documents.

law, this document contains a characterization- and, in particular, the attributes, motivations, intentions, capabilities, and modes of action - of entities, both internal and external to the organization, that may seek to commit acts such as theft, unauthorized use, cyberattack, terrorism, or sabotage. These factors are taken into account when developing the physical protection system for nuclear materials or nuclear facilities.

References:

1. Krane K.S., Introductory Nuclear Physics, Wiley, 1988.
2. Lilley J., Nuclear Physics: Principles and Applications, Wiley, 2001.
3. Królikowski W., Fizyka jądrowa i cząstek elementarnych, PWN, 2012.
4. Cohen B. L., Concepts of Nuclear Physics, McGraw-Hill, 1971.
5. Glasstone S., Sesonske A., Nuclear Reactor Engineering, Springer, 1994.
6. Chadwick J., „The existence of a neutron”, Proceedings of the Royal Society A., 1932.
7. Hahn O., Strassmann F., „Über den Nachweis und das Verhalten der bei der Bestrahlung des Urans mittels Neutronen entstehenden Erdalkalimetalle”, Naturwissenschaften, 1939.
8. Einstein A., Szilárd L., Letter to President Roosevelt, 1939.
9. World Nuclear Association, Nuclear Power Reactors, 2023.
10. Stacey W. M., Nuclear Reactor Physics, Wiley, 2018.
11. Mikhailov V. N.; Goncharov G. A., „I. V. Kurchatov and the development of nuclear weapons in the USSR”, Atomic Energy, 1999, 86 (4): 266-282.
12. Халимончук В.А. Динамика реактора с распределенными параметрами в исследованиях переходных режимов эксплуатации ВВЭР и РБМК. – К.: Основа, 2008. – 228 с.
13. Westinghouse Technology Systems Manual, U.S. NRC, July 2020, Technical Training Center Chattanooga, Tennessee.

Figures:

1. By Los Alamos National Laboratory – Los Alamos National Laboratory, Attribution <https://commons.wikimedia.org/w/index.php?curid=36283260>
2. Binding energy curve [https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Binding\\_energy\\_curve\\_-\\_common\\_isotopes.svg](https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Binding_energy_curve_-_common_isotopes.svg)
3. Graph of Fission Product Yields <https://www.ndc.jaea.go.jp/cgi-bin/FPYfig>
4. [https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Fission\\_cross\\_section\\_of\\_4\\_nuclides.png](https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Fission_cross_section_of_4_nuclides.png)
5. <https://nuclear-power.com/wp-content/uploads/2015/10/Parameters-of-Delayed-Neutrons.png>
6. <https://www.nrc.gov/docs/ML2116/ML21166A218.pdf>

# PRZEPISY, TECHNOLOGIE I URZĄDZENIA W OBSZARZE ENERGETYKI JĄDROWEJ



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
ANDRZEJ KOCHMAŃSKI**

Kierownik Wydziału  
Energetyki Jądrowej  
Departament Innowacji i Rozwoju  
Urząd Dozoru Technicznego

Nuclear Energy  
Development Expert  
Department of Innovation  
and Development  
Office of Technical Inspection (UDT)



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
KONRAD ZASADA**

Starszy Specjalista ds. Rozwoju  
Energetyki Jądrowej  
Departament Innowacji i Rozwoju  
Urząd Dozoru Technicznego

Senior Nuclear Energy  
Development Specialist  
Department of Innovation  
and Development  
Office of Technical Inspection (UDT)

ENERGETYKA JĄDROWA JEST BRANŻĄ BUDZĄCĄ WIELE EMOCJI, ZARÓWNO POZYTYWNYCH, WYWOŁANYCH ZAAWANSOWANIEM I WYRAFINOWANIEM TECHNICZNYM ORAZ POTĘŻNĄ EFEKTYWNOŚCIĄ W PRODUKCJI ENERGII, JAK I NEGATYWNYCH, WYWOŁANYCH PAMIĘCIĄ O KATASTROFACH W CZARNOBYLU CZY FUKUSHIMIE. MIMO TEJ EMOCJONALNEJ TURBULENCJI W OSTATNICH LATACH CHŁODNA KALKULACJA I WAŻENIE KORZYŚCI ORAZ ZAGROZEŃ WYDAJE SIĘ SPRZYJAĆ ENERGETYCE JĄDROWEJ, KTÓRA PRZEŻYWA GLOBALNY RENESANS. POWODÓW TEGO ODRODZENIA NALEŻY SZUKAĆ PRZED E W SZYTYWACJI GEOPOLITYCZNEJ, KRYZYSIE KLIMATYCZNYM ORAZ DYNAMICZNYM ROZWOJU MAŁYCH MODUŁOWYCH REAKTORÓW JĄDROWYCH.

# REGULATIONS, TECHNOLOGIES AND EQUIPMENT IN THE NUCLEAR ENERGY SECTOR

NUCLEAR ENERGY IS A FIELD THAT PROVOKES A WIDE RANGE OF EMOTIONS – FROM ADMIRATION FOR ITS TECHNOLOGICAL SOPHISTICATION AND UNMATCHED EFFICIENCY IN POWER GENERATION TO CONCERN ROOTED IN THE LEGACY OF MAJOR ACCIDENTS SUCH AS CHERNOBYL AND FUKUSHIMA. DESPITE THIS EMOTIONAL DIVIDE, IN RECENT YEARS A MORE RATIONAL, FACT-BASED APPROACH – ONE THAT CAREFULLY WEIGHS BENEFITS AGAINST RISKS – HAS LED TO A GLOBAL REVIVAL OF INTEREST IN NUCLEAR POWER. THIS RENEWED MOMENTUM IS DRIVEN PRIMARILY BY THE SHIFTING GEOPOLITICAL LANDSCAPE, THE ESCALATING CLIMATE CRISIS, AND THE RAPID DEVELOPMENT OF SMALL MODULAR REACTORS (SMRS).

## GEOPOLITYKA

Wydarzenia militarne o międzynarodowych skutkach, w tym agresja Rosji na Ukrainę, pokazały, jak ważna jest niezależność energetyczna oraz dywersyfikacja źródeł surowców, a przede wszystkim surowców energetycznych. Należy na to również nałożyć delikatność globalnego łańcucha dostaw. Została ona obnażona podczas minionej pandemii. Blok jądrowy projektuje się na 60 lat pracy, z możliwością przedłużenia, w której przewidywane w takim cyklu mieści się zwykle w jednym kontenerze.

## KLIMAT

Świat z coraz większym niepokojem obserwuje ogrom emisji CO<sub>2</sub> do atmosfery i jej skutki. Głosy sceptyków zaczynają być zagłuszane faktycznymi wynikami badań naukowych, a nie tylko głosami entuzjastów zielonej energii. Pojawiające się anomalie pogodowe, wielkopowierzchniowe pożary czy podupadający stan dzikiej fauny i flory w wielu miejscach na świecie, takich jak choćby Wielka Rafa Koralowa, daje do myślenia nawet osobom zdystansowanym do sprawy ocieplenia klimatu. Finałnie większość krajów rozwiniętych próbuje ograniczać wykorzystywanie paliw kopalnych. Nawet Chiny, które były swego czasu uważane za globalnego truciciela, biją rekordy w nakładach inwestycyjnych na gospodarkę bezemisyjną.

W interwencyjności klimatycznej prym wiedzie Unia Europejska, w której wszyscy członkowie płacą za emisję dwutlenku węgla, a zebrane środki

są redystrybuowane w kierunku rozwiązań niewymagających spalania paliw kopalnych. Abstrahując od oceny polityki klimatycznej UE lub pozostałych graczy na arenie międzynarodowej, jedno jest pewne. Elektrownia jądrowa nie spala paliw kopalnych i nie emituje do atmosfery ani CO<sub>2</sub>, ani innych zanieczyszczeń podczas pracy. Znacząco zmienia profil emisyjności każdego państwa, które się na taką elektrownię decyduje.

SMR - małe modułowe reaktory jądrowe (SMR – Small Modular Reactor) pojawiły się w branży już jakiś czas temu, ale ostatnio zaznaczają swoją obecność bardzo intensywnie. Liczba propozycji na rynku może być przytłaczająca. Swoje rozwiązania SMR przedstawiają takie firmy jak: GE Hitachi, NuScale, EDF, Rolls-Royce czy Electric Company, a to tylko kilku największych przedstawicieli branży. Propozycji projektowych jest znacznie więcej. SMR-y mogą wygrywać z dużymi blokami przede wszystkim prostszą - modułową konstrukcją i teoretyczną szybkością budowy.

Popularność idei SMR-ów jest ściśle związana z omówionymi czynnikami geopolitycznymi i klimatycznymi. Pewnym problemem w podejmowaniu decyzji o inwestycji może być brak doświadczeń eksploatacyjnych z bloków tego typu, a więc koncepcyjność wszystkich projektów. Perspektywy są dość obiecujące z uwagi na zainteresowanie, jakie wzbudzają małe reaktory wśród potencjalnych klientów. Ponadto, budowa jednego z pierwszych SMR, reaktora BWRX-300 w Kanadzie, realizowana przez Ontario Power Generation (OPG) na terenie elektrowni jądrowej Darlington w prowincji Ontario, weszła w kluczową fazę realizacji.

## GEOPOLITICS

Military events with international consequences, including Russia's invasion of Ukraine have made it clear how vital energy independence and diversification of supply sources have become - particularly when it comes to energy resources. This vulnerability is further compounded by the fragility of global supply chains, which was starkly exposed during the recent pandemic. A nuclear power unit is typically designed for 60 years of operation, with the potential for life-extension, and requires only brief outages lasting a few weeks approximately every 18 months. The fuel needed for such a cycle fits into a single transport container. In terms of strategic energy security, this places nuclear energy well ahead of other sectors.

## CLIMATE

The world is watching with growing concern as CO<sub>2</sub> emissions continue to rise and their consequences become increasingly apparent. The voices of sceptics are now being overshadowed not just by environmental activists, but by hard scientific evidence. Weather extremes, widespread wildfires, and the decline of natural ecosystems such as Australia's Great Barrier Reef are becoming increasingly difficult to ignore, even for those previously indifferent to the issue of climate change. As a result, most developed nations are taking steps to limit the use of fossil fuels. Even China - once considered the world's top polluter - is now setting records in clean energy investment.

At the forefront of climate action is the European Union, where all Member States contribute financially to carbon pricing mechanisms. Revenues are

then redirected toward clean-energy solutions that do not rely on burning fossil fuels. Whatever one's stance on the EU's climate policy or those of other global actors, one fact is beyond debate: nuclear power plants do not burn fossil fuels and emit no CO<sub>2</sub> or other pollutants during operation. They significantly shift the emissions profile of any country that chooses to adopt them.

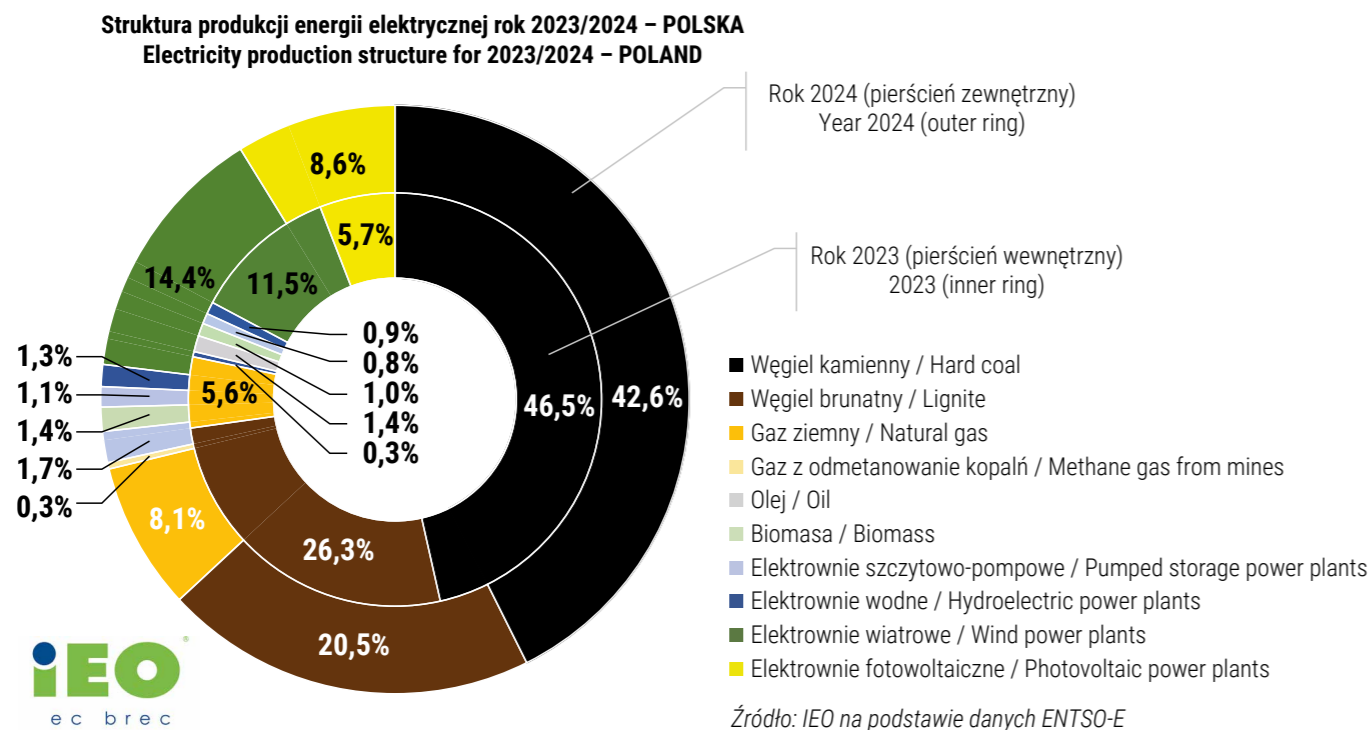


W kwietniu 2025r. Kanadyjska Komisja Dozoru Jądrowego (CNSC) wydała licencję na budowę tego projektu, który już był w trakcie prac przygotowawczych na placu budowy.

## POLSKA

Sytuacja Polski w kontekście naszego regionu nie jest prosta. Z jednej strony bliskość Rosji, zagrożenie eskalacji konfliktu oraz sankcje, które zatrzymały przepływ surowców, choćby takich jak gaz ziemny, i generalna niechęć do jakichkolwiek wymian handlowych z agresorem. Z drugiej strony rosnące koszty emisji CO<sub>2</sub> w Unii Europejskiej, której jesteśmy członkiem. Ponieważ wciąż opieramy się na węglu, utrzymanie cen energii na poziomie adekwatnym do poziomu naszej gospodarki będzie nie lada wyzwaniem. W dalszej perspektywie może się okazać wręcz nierealne bez bardzo konkretnych działań i inwestycji.

Udział w miksie energetycznym węgla kamiennego i brunatnego to przeszło 57% energii wyprodukowanej w 2024 r. Do tego 10,7% z gazu ziemnego i 1,4% z oleju opałowego, które również podlegają taryfikacji unijnej. Daje nam to ponad 69% energii elektrycznej wyprodukowanej w procesie spalania paliw kopalnych. Należy tutaj zaznaczyć, iż udział węgla rok do roku spada. W 2022 roku było to ponad 63%.



Rys. 1. Zmiany w strukturze produkcji energii elektrycznej w Polsce między rokiem 2023 a 2024 [1]

Fig. 1. Changes in Poland's electricity generation mix between 2023 and 2024 [1]

Znamy już potencjalne lokalizacje drugiej elektrowni. Obecnie w czołówce potentatów znajdują się Bełchatów oraz Konin. W obu lokalizacjach planuje się w niedalekiej przyszłości wyłączenie dużych bloków węglowych, natomiast rozległy teren przemysłowy oraz liczna kadra inżynierska i techniczna pozostanie. Za lokalizacje rezerwowe uznaje się Połaniec i Kozienice, które są w podobnej sytuacji. Budowę drugiej elektrowni jądrowej przewidziano w zaktualizowanym Programie Polskiej Energetyki Jądrowej (PPEJ). Ostateczna decyzja o wyborze technologii ma zapaść do połowy 2027 r.

## AP-1000

Najbliższej finalizacji procesu zawarcia umowy na budowę elektrowni jądrowej w Polsce jest Westinghouse Electric Company (WEC) w konsorcjum z Bechtel Corporation. Firma oferuje reaktor wodny ciśnieniowy (PWR) AP-1000 o mocy przeszło 1100 MWe (3400 MWt). Reaktory tego typu pracują już w USA oraz w Chinach. Wizytówką AP-1000 jest pasywny układ awaryjnego odbioru ciepła powyłączeniowego reaktora oraz pasywny układ chłodzenia obudowy bezpieczeństwa. Te rozwiązania są oparte na konwekcji naturalnej i nie wykorzystują one pomp obiegowych wymagających zasilania. Można potocznie powiedzieć, że systemy są napędzane grawitacyjnie. Projekt ma już wybraną lokalizację wraz z decyzją środowiskową w Lubiawie-Kopalnie leżącym nad brzegiem Bałtyku w gminie Choczewo, w województwie pomorskim. Dostawca technologii podpisał kolejną umowę pomostową (EDA) ze spółką celową Polskie Elektrownie Jądrowe (PEJ), obecnie trwają prace przygotowawcze: badania geologiczne, dokumentacja regulacyjna, wybór dostawców, prace projektowe, uprawnianie zakładów, przygotowanie terenu. Co ważne, planowany jest istotny udział polskiego przemysłu w projekcie. Na tym etapie w gronie polskich branż pod uwagę przez dostawcę technologii lub przez konsorcjum WBC znaleźli się:

1. Mostostal Kielce S.A.
2. Mostostal Kraków S.A.
3. Mostostal Siedlce Sp. z o.o. Sp.k. (Grupa Polimex Mostostal)
4. ZKS Ferrum S.A. (Zakład Konstrukcji Spawanych Ferrum)
5. Famak S.A. Kluczbork
6. Energomontaż-Północ Gdynia S.A. (Grupa Przemysłowa Baltic)
7. Baltic Operator Sp. z o.o. (Grupa Przemysłowa Baltic)

The number of SMR concepts entering the market today can be overwhelming. Leading global companies such as GE Hitachi, NuScale, EDF, Rolls-Royce, and Westinghouse, among many others, are developing and presenting a wide array of SMR solutions.

The growing popularity of SMRs is closely tied to the geopolitical and climate-related factors outlined above. One of the main challenges facing potential investors is lack of operating experience based on - all existing designs remain at the conceptual or early implementation stage. Nevertheless, the outlook is optimistic due to the high level of interest these reactors are generating among prospective clients. A particularly promising milestone is the BWRX-300 project in Canada. Developed by Ontario Power Generation (OPG) at the Darlington nuclear site in Ontario, it has entered a critical phase of execution. In April 2025, the Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) granted a construction license for the reactor, which had already progressed to preparatory site works.

## POLAND

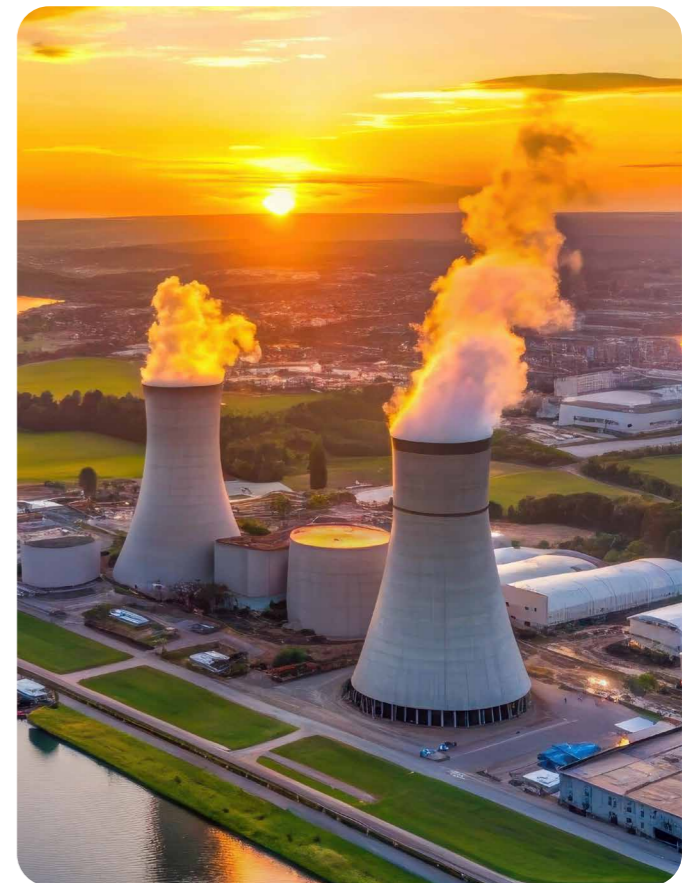
Poland's energy situation, particularly within the Central and Eastern European context, is far from straightforward. On one hand, there is the geographical proximity to Russia, the ongoing threat of conflict escalation, and sanctions that have disrupted the flow of key raw materials, such as natural gas, coupled with a broader unwillingness to engage in trade with the aggressor. On the other hand, as a member of the European Union, Poland is also subject to increasingly high CO<sub>2</sub> emissions costs. Given our continued reliance on coal, maintaining electricity prices at a level compatible with the broader economy will be a serious challenge and, in the long run, may prove impossible without decisive investments and structural reforms.

As of 2024, hard coal and lignite still account for over 57% of total electricity generation in Poland. Additionally, 10.7% comes from natural gas and 1.4% from oil, both of which are also subject to EU emissions pricing. Altogether, more than 69% of Poland's electricity is still generated from fossil fuels. It is worth noting, however, that the share of coal is gradually declining year-on-year - in 2022, it accounted for over 63%.

Preliminary locations for the second plant have already been selected. Bełchatów and Konin are front-runners, both sites plan to decommission large coal-fired units in the near future, leaving well-developed industrial infrastructure and a skilled technical workforce in place. Połaniec and Kozienice are also under consideration as reserve locations, facing similar conditions. The construction of Poland's second nuclear power plant is included in the updated Polish Nuclear Energy Programme (PPEJ). The final decision on technology selection is expected by mid-2027.

## AP-1000

The nuclear power project currently the closest to construction stage in Poland is being developed by the consortium of Westinghouse Electric Company (WEC) and BECHTEL. The consortium is proposing the AP1000 pressurised water reactor (PWR), with an electrical output exceeding 1100 MWe (3400 MWt). This reactor design is already in commercial operation in both the United States and China. A distinguishing feature of the AP1000 are its passive safety systems, including the Passive Core Cooling System and the Passive Containment Cooling System, which rely on natural convection and gravity, rather than electrically powered pumps. These systems ensure continued cooling in the event of power loss, significantly enhancing the plant's inherent safety. One could say, informally, that these systems are "gravity-driven." The project has already secured a site and environmental approval in Lubiawo-Kopalino, located along the Baltic Sea coast in Choczewo Municipality, Pomeranian Voivodeship. Westinghouse has signed a new with the special-purpose company Polish Nuclear Power Plants (PEJ). Preparatory activities are underway, including geological surveys, regulatory documentation, supplier qualification, design work, and manufacturer's approvals and technical documentation approvals, and site development.



A significant role is also envisioned for the Polish industrial supply chain. At this stage, the following domestic companies have been identified as potential project suppliers:

1. MOSTOSTAL Kielce S.A
2. Mostostal Kraków S.A.
3. Mostostal Siedlce Sp. z o.o. Sp.k. (Polimex Mostostal Group)
4. ZKS Ferrum S.A. (Ferrum Welded Structures Plant)
5. Famak S.A. Kluczbork
6. Energomontaż-Północ Gdynia S.A. (Baltic Industrial Group)
7. Baltic Operator Sp. z o.o. (Baltic Industrial Group)

**The next key steps in the project include finalising the financial model, signing the EPC (Engineering, Procurement and Construction) contract, and submitting the construction permit application to the Polish National Atomic Energy Agency (PAA).**

The Office of Technical Inspection (UDT) has been actively cooperating with Polish Nuclear Power Plants (PEJ) and Westinghouse Electric Company (WEC) for several years. The objective is to ensure the efficient implementation of technical inspection during the manufacturing, installation, and commissioning phases of the nuclear power equipment and systems, in line with applicable legal frameworks. The process of manufacturer's approvals for the Polish nuclear programme is already underway. Also the process of the review and approval of technical documentation for long lead items - components whose production begins at the earliest stages of the project - is ongoing.

## BWRX-300

The GE Hitachi SMR is based on boiling water reactor (BWR) technology and is designed to deliver an output of 300 MWe. In Poland, a joint venture called Orlen Synthos Green Energy (OSGE), formed by Orlen, the Polish oil and energy giant, and Synthos, one of Europe's largest chemical manufacturers, has been established to implement the construction of BWRX-300 reactors. OSGE draws inspiration from Ontario Power Generation (OPG) in

**Następnymi krokami w projekcie pierwszej elektrowni jądrowej w Polsce będą między innymi doprecyzowanie modelu finansowego inwestycji, podpisanie umowy wykonawczej oraz złożenie przez PEJ wniosku o zezwolenie na budowę elektrowni jądrowej do Polskiej Agencji Atomistyki (PAA).**

Urząd Dozoru Technicznego od kilku lat współpracuje z PEJ oraz WEC. Przygotowaliśmy procedury dla sprawnej realizacji sprawowania dozoru technicznego nad urządzeniami i systemami w elektrowni jądrowej na etapie wytwarzania urządzeń oraz późniejszego montażu i instalowania w zgodzie z panującymi regulacjami prawnymi. Rozpoczęto proces uprawniania zakładów do wytwarzania na potrzeby polskiego projektu oraz proces uzgadniania dokumentacji technicznej urządzeń tak zwanych „long lead items”, których wytwarzanie rozpoczyna się najwcześniej.

### BWRX-300

SMR w wydaniu GE Hitachi jest oparty na technologii reaktorów wodnych wrzących (BWR) i osiąga 300 MWe. Orlen – polski gigant rafinerijny oraz Synthos – jeden z największych producentów surowców chemicznych w Europie połączyły siły w postaci spółki Orlen Synthos Green Energy (OSGE) w celu realizacji projektu budowy reaktorów BWRX-300 w Polsce. OSGE miałoby brać przykład z kanadyjskiego Ontario Power Generation (OPG), które rozpoczęło już budowę elektrowni z reaktorem BWRX-300 i wspiera konsultacyjnie polski projekt. Zadanie ułatwić może silna obecność GE Hitachi w polskim przemyśle oraz podobieństwa w polskim i kanadyjskim systemie regulacyjnym opartym na wytycznych Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej IAEA (International Atomic Energy Agency). Jest to kolejny projekt, w którym UDT bierze czynny udział w zakresie planowania realizacji naszych obowiązków ustawowych na etapie wytwarzania.

### EPR2

Francuski EDF niezmiennie ma w ofercie reaktor wodny ciśnieniowy (PWR). Najnowsza odsłona nosi nazwę EPR2. Istotnym elementem w tej wersji PWR jest tak zwany łapacz rdzenia (ang. core catcher). Oznacza to, że projekt posiada system bezpieczeństwa na wypadek całkowitego stopienia rdzenia reaktora, który w bezpieczny sposób przechwytywa i wychładza tak zwane corium – stopione paliwo wraz z elementami zbiornika reaktora. Projekt oparty jest na pierwszej odsłonie EPR. Elektrownia tego typu została wybudowana w Chinach w 2018 r., a pierwsza europejska budowa zakończyła się w 2023 r. w Finlandii. Na zakończenie budowy EPR we Francji wciąż czekamy, natomiast w Wielkiej Brytanii rozpoczęto budowę dwóch kolejnych bloków. Istnieje realna szansa że to właśnie francuski EPR2 zostanie wybrany na drugą elektrownię jądrową, po 3-blokowym Lubiatowie-Kopalinie.

### APR-1400

Koreański reaktor wodny ciśnieniowy (PWR) APR-1400 firmy KHNP dysponuje mocą około 1400 MWe. Niewątpliwą zaletą jest także znacząca, udokumentowana historia pracy jako, że pierwszy reaktor tego typu pracuje w Korei Południowej od grudnia 2016 r. Powstały również kolejne reaktory, poza samą Koreą Południową także w Zjednoczonych Emiratach Arabskich – elektrownia Barakah, pierwszy blok uruchomiono w 2021 r., kolejne w 2022 i 2023 r., ostatni, czwarty blok – 2024 r.

### ROLLS-ROYCE SMR

Ten reaktor typu PWR osiąga moc 470 MWe. Mimo tak wysokiej mocy jest uważany za SMR z uwagi na planowaną wysoką modularyzację konstrukcji jak i produkcji. Nie trudno się domyślić, iż firma korzysta z bezpośrednich doświadczeń siostrzanej spółki Rolls-Royce Submarines Ltd. w brytyjskim przemyśle zbrojeniowym, mianowicie dostaw reaktorów jądrowych do brytyjskich okrętów podwodnych o napędzie atomowym. Głównym partnerem technologicznym dla wdrożenia reaktorów SMR Rolls-Royce jest Świętokrzyska Grupa Przemysłowa

Industria S.A., należąca do Agencji Rozwoju Przemysłu (ARP). W lutym 2023 roku podpisano Memorandum of Intent między Rolls-Royce SMR a Industrią, a w marcu 2024 rozszerzono współpracę o partnerstwo z brytyjskim funduszem inwestycyjnym Chiltern Vital Group (CVG). Projekt zakłada budowę do trzech reaktorów w ramach Centralnej Doliny Wodorowej w województwie świętokrzyskim. W maju 2024 projekty uzyskały decyzję zasadniczą od Ministerstwa Klimatu i Środowiska, co otwiera drogę do dalszych pozwoleń. Industria planuje stworzenie łańcucha dostaw dla komponentów RR SMR o skali globalnej.

### HTGR-POLA

Ostatnim omówionym projektem jądrowym będzie projekt reaktora badawczego wysokotemperaturowego chłodzonego gazem (High Temperature Gas Cooled Reactor - HTGR), nad którym zaawansowane prace projektowe prowadzi Narodowe Centrum Badań Jądrowych (NCBJ) oraz Japan Atomic Energy Agency (JAEA). Reaktor ten osiągałby moc cieplną 30MWt i około 10 MWe. Chłodziwem jest hel (He) o temperaturze maksymalnej 750°C i ciśnieniu 6MPa. Paliwo to nowoczesne TRISO, mające zapewniać wyjątkowe bezpieczeństwo, odporność na ekstremalne warunki i zatrzymanie produktów rozszczepienia wewnątrz samego ziarna paliwowego. Zaletą reaktorów typu HTGR jest między innymi pasywność systemów bezpieczeństwa, samoregulacja reaktywności, odporność na stopienie rdzenia i wyższa sprawność produkcji energii związana z wyższą temperaturą chłodziwa. O ile nie można tego projektu zaliczyć do grona elektrowni jądrowych, to ów reaktor badawczy miałby być podwaliną pod polsko-japońską propozycję komercyjnego SMR typu HTGR na arenie międzynarodowej.

### DOZÓR TECHNICZNY

#### Urządzenia podlegające pod dozór w elektrowni jądrowej

Analiza aktów prawnych dotyczących dozoru technicznego wskazuje, że w elektrowni jądrowej dozorem technicznym objęty jest podwójny katalog urządzeń.

Art. 5 ust. 4 ustawy o dozorze technicznym [2]:

„Rada Ministrów określi, w drodze rozporządzenia, rodzaje urządzeń technicznych lub urządzeń mogących stwarzać inne niż określone w art. 4 pkt 1 zagrożenia dla życia lub zdrowia ludzkiego oraz mienia i środowiska, podlegające dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej, biorąc pod uwagę realizowane przez te urządzenia funkcje bezpieczeństwa w elektrowni jądrowej”.

Stosownie do art. 4 ust. 1 ustawy o dozorze technicznym określenie „urządzenia techniczne” wskazuje na urządzenia „które mogą stwarzać zagrożenie dla życia lub zdrowia ludzkiego oraz mienia i środowiska wskutek:

- rozprężenia cieczy lub gazów znajdujących się pod ciśnieniem różnym od atmosferycznego,
- wyzwolenia energii potencjalnej lub kinetycznej przy przemieszczaniu ludzi lub ładunków w ograniczonym zasięgu,
- rozprzestrzeniania się materiałów niebezpiecznych podczas ich magazynowania lub transportu”.

Ten katalog zagrożeń jest nam znany z „klasycznego” dozoru nad urządzeniami technicznymi.

Zgodnie z rozporządzeniem o warunkach technicznych EJ [4] za „urządzenia EJ” uważa się urządzenia techniczne i urządzenia wymienione w rozporządzeniu rodzajowym EJ [3]. Katalog ten jest znacząco szerszy niż znany nam obecnie z „klasycznego” dozoru, ponieważ obejmuje kolejną grupę zagrożeń związaną z bezpieczeństwem jądrowym i ochroną radiologiczną.

Canada, which has already launched construction of a BWRX-300 unit and is providing advisory support to the Polish project. The initiative is supported by GE Hitachi's strong presence in Polish industry, as well as similarities between the Polish and Canadian regulatory frameworks, both of which are based on IAEA (International Atomic Energy Agency) guidelines. The UDT is actively involved in this project as well, especially in planning the fulfilment of its statutory responsibilities during the manufacturing stage.

### EPR2

EDF, the French energy utility, has repeatedly submitted proposals to build a pressurised water reactor (PWR) in Poland. The latest offer involves the EPR2 design. A notable innovation in this reactor is the core catcher - a severe accident mitigation system designed to safely contain and cool molten core material (corium) in the event of a full core meltdown. The EPR2 is based on the original EPR technology. This reactor type has been successfully deployed in China (2018) and more recently in Finland (2023). Construction of another unit in France is ongoing, while two additional EPR units are currently under construction in the United Kingdom. In recent months, media reports have highlighted a potential return to formal negotiations between Poland and EDF. The French proposal envisions the construction of Poland's second nuclear power plant, in addition to the three-unit site in Lubiatowo-Kopalin.

### APR-1400

Korean APR-1400 pressurised water reactor (PWR) developed by KHNP. Delivers a capacity of approximately 1,400 MWe. One of its key advantages is its proven operational record: the first unit has been operating in South Korea since December 2016. Additional units have been constructed, including in the United Arab Emirates. The first unit at Barakah was commissioned in April 2021, followed by additional units in March 2022, February 2023, and the fourth unit in September 2024.

### ROLLS-ROYCE SMR

This PWR-type reactor delivers 470 MWe and is considered a Small Modular Reactor (SMR) due to its planned high degree of modularisation in both design and manufacturing. Rolls-Royce draws on the expertise of its sister company, Rolls-Royce Submarines Ltd., a supplier of nuclear reactors for the UK's nuclear-powered submarines. In Poland, the primary industrial partner for the deployment of Rolls-Royce SMR technology is the Świętokrzyska Industrial Group Industria S.A., owned by the Industrial Development Agency (ARP). In February 2023, a Memorandum of Intent was signed between Rolls-Royce SMR and Industria, which was further expanded in March 2024 through a strategic partnership with the UK investment fund Chiltern Vital Group (CVG). The project foresees the construction of up to three reactors within the Central Hydrogen Valley in Poland's Świętokrzyskie region. In May 2024, the project received a key administrative decision from the Ministry of Climate and Environment, opening the way to further permits. Industria also plans to establish a globally scalable supply chain for Rolls-Royce SMR components.

### HTGR-POLA

The HTGR-POLA project involves the development of a high-temperature gas-cooled research reactor (High Temperature Gas-cooled Reactor – HTGR), jointly pursued by Poland's National Centre for Nuclear Research (NCBJ) and the Japan Atomic Energy Agency (JAEA). The planned reactor would have a thermal capacity of 30 MWt and an electrical output of around 10 MWe. It uses helium (He) as coolant, operating at up to 750°C and 6 MPa. The fuel is modern TRISO, intended to provide exceptional safety, resilience to extreme conditions, and ability to retain fission products within the fuel structure. HTGRs offer several advantages: passive safety systems, self-regulating reactivity, resistance to core meltdown, and higher thermal efficiency due to elevated coolant temperatures. Although HTGR-POLA is not intended for commercial electricity generation, it aims to serve as a technological foundation for a future Polish-Japanese commercial SMR based on HTGR technology.

### TECHNICAL INSPECTION

#### Equipment subject to inspection in a nuclear power plant

An analysis of the legal acts governing technical inspection shows that a nuclear power plant is subject to a two-part catalogue of equipment under inspection.

Article 5 (4) of the Technical Inspection Act [2]:

„The Council of Ministers shall, by regulation, specify the types of technical equipment, or equipment that may pose risks other than those referred to in Article 4(1), which are subject to technical inspection in a nuclear power plant, taking into account the safety functions performed by such equipment in the plant”.

According to Article 4 (1) of the Technical Inspection Act, the term „technical equipment” refers to equipment „which may pose a threat to human life or health, as well as to property and the environment, as a result of:

- the expansion of liquids or gases under pressure different from atmospheric pressure,
- the release of potential or kinetic energy during the movement of people or loads within a limited range,
- the spread of hazardous materials during their storage or transport.

This catalogue of hazards is already well known from the “classical” inspection of technical equipment.

According to the Regulation on Technical Requirements for Nuclear Power Plants [4], “nuclear power plant equipment” (hereinafter referred to as NPP equipment) means the technical equipment and systems listed in the Nuclear Power Plant Equipment Regulation [3]. This catalogue is significantly broader than that applied in “conventional” technical inspection, as it also encompasses an additional group of hazards related to nuclear safety and radiological protection.

The Regulation of the Council of Ministers of 17 December 2013 on the types of technical equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant [3] also introduces additional designations for equipment, such as:

- ▶ Pressure equipment, which according to § 2(7) of the Regulation of the Minister of Development of 20 May 2016 on the technical inspection requirements for technical equipment or equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant [4], includes “pressure vessels, pipelines, safety accessories, and pressure accessories with a maximum allowable pressure (excluding hydrostatic head) exceeding 0.5 bar, together with elements attached to the pressure boundary, in particular supports and transport lugs.”
- ▶ Non-pressurized vessels / tanks;
- ▶ Handling and lifting equipment.



Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2013 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej [3] wskazuje również na inne określenia urządzeń takie jak:

- ▶ urządzenia ciśnieniowe, którymi zgodnie z § 2 pkt 7 rozporządzenia Ministra Rozwoju z dnia 20 maja 2016 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej [4] są „zbiorniki ciśnieniowe, rurociągi, osprzęt zabezpieczający i osprzęt ciśnieniowy, których najwyższe dopuszczalne nadciśnienie bez uwzględnienia ciśnienia hydrostatycznego przekracza 0,5 bara, wraz z elementami zamocowanymi do części ciśnieniowej, w szczególności podpory, uchwyty transportowe”,
- ▶ zbiorniki beciśnieniowe,
- ▶ urządzenia transportu bliskiego.

#### KATALOG URZĄDZEŃ OBEJMUJE 14 GRUP URZĄDZEŃ EJ, WŚRÓD KTÓRYCH ZNAJDUJĄ SIĘ ZARÓWNO URZĄDZENIA TECHNICZNE, JAK I URZĄDZENIA:

- 1) urządzenia techniczne i urządzenia składające się na system obudowy bezpieczeństwa reaktora, wraz z powłoką stalową i urządzeniami w systemach pomocniczych obudowy bezpieczeństwa, w szczególności:
  - a) ograniczające lub utrzymujące ciśnienie i temperaturę wewnątrz obudowy,
  - b) służące do ograniczenia stężenia lub usunięcia z przestrzeni obudowy substancji promieniotwórczych, wodoru, tlenu i innych substancji,
  - c) służące do niezawodnego odcięcia obudowy bezpieczeństwa od otoczenia przez zamknięcie odpowiednich rurociągów, kanałów ciśnieniowych, śluz lub otworów dostępu przechodzących przez tę obudowę,
- 2) urządzenia składające się na obieg chłodzenia reaktora oraz jego systemy pomocnicze, wraz z systemami sterowania i zabezpieczeń obiegu chłodzenia reaktora, w szczególności:
  - a) zbiornik reaktora, kanały ciśnieniowe i inne elementy konstrukcji reaktora,
  - b) rurociągi,
  - c) pompy,
  - d) dmuchawy,
  - e) zawory i zasuwy,
  - f) wytwornice pary wraz z systemami pomocniczymi,
  - g) wymienniki ciepła,
  - h) stabilizator ciśnienia wraz z jego systemami pomocniczymi,
- 3) urządzenia ciśnieniowe składające się na system wody zasilającej,
- 4) urządzenia techniczne lub urządzenia składające się na systemy sprężonego powietrza i innych gazów technicznych w pomocniczych systemach technologicznych,
- 5) urządzenia ciśnieniowe składające się na systemy obiegu czynnika roboczego i turbosopłów, w tym rurociągi je łączące,
- 6) urządzenia składające się na systemy bezpieczeństwa czynne i bierne oraz inne systemy mające istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w szczególności system awaryjnego chłodzenia reaktora i systemy służące do odprowadzenia ciepła powyłączeniowego, w tym systemy pośredniego chłodzenia oraz agregaty prądotwórcze,

- 7) urządzenia składające się na systemy chłodzenia, w tym system wody chłodzącej, w szczególności do chłodzenia obiegów istotnych dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz płynów na potrzeby systemów technologicznych,
- 8) urządzenia ciśnieniowe w systemach gaszenia pożarów,
- 9) urządzenia do napełniania i opróżniania zbiorników,
- 10) urządzenia ciśnieniowe składające się na inne systemy niż wymienione w pkt 1–9, w których znajdują się płyny pod nadciśnieniem, w szczególności:
  - a) zbiorniki stałe, dla których iloczyn nadciśnienia wyrażonego w barach i pojemności wyrażonej w  $\text{dm}^3$  jest większy niż 50, a nadciśnienie jest wyższe niż 0,5 bara, przeznaczone do magazynowania cieczy lub gazów albo prowadzenia w nich procesów technologicznych,
  - b) kotły cieczowe i parowe o pojemności powyżej 2  $\text{dm}^3$ , w których znajdują się płyny pod nadciśnieniem wyższym niż 0,5 bara,
  - c) zbiorniki przenośne stosowane w aparatach ochrony dróg oddechowych,
  - d) zbiorniki przenośne zmieniające miejsce między napełnieniem a opróżnieniem o pojemności większej niż 0,35  $\text{dm}^3$  i nadciśnieniu wyższym niż 0,5 bara, przeznaczone do magazynowania lub transportowania cieczy lub gazów,
  - e) rurociągi technologiczne płynów niebezpiecznych o właściwościach trujących, żrących i palnych pod nadciśnieniem wyższym niż 0,5 bara i o średnicy nominalnej większej niż DN 25, przeznaczone do:
    - gazów sprężonych, gazów skroplonych, gazów rozpuszczonych pod nadciśnieniem, par oraz tych cieczy, dla których nadciśnienie pary przy najwyższej dopuszczalnej temperaturze jest wyższe niż 0,5 bara,
    - cieczy, których nadciśnienie pary przy najwyższej dopuszczalnej temperaturze jest niższe niż 0,5 bara i iloczyn nadciśnienia dopuszczalnego cieczy wyrażonego w barach i średnicy nominalnej rurociągu DN wyrażonej w mm jest większy niż 2000,
- 11) zbiorniki beciśnieniowe i zbiorniki o nadciśnieniu nie wyższym niż 0,5 bara, przeznaczone do magazynowania materiałów niebezpiecznych o właściwościach trujących, żrących, palnych oraz do magazynowania materiałów ciekłych zapalnych, których prężność pary w temperaturze 50°C jest nie większa niż 3 bary, a temperatura zapłonu jest nie wyższa niż 61°C,
- 12) urządzenia składające się na systemy grzewcze, wentylacji i klimatyzacyjne,
- 13) urządzenia transportu bliskiego, stanowiące wyposażenie transportowo-technologiczne do przemieszczania elementów konstrukcji reaktora lub przemieszczania i składowania paliwa jądrowego, wraz z osprzętem do podnoszenia i wyposażeniem wymiennym, mające istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w szczególności maszyny przeładownicze lub załadownicze,
- 14) urządzenia transportu bliskiego, inne niż wymienione w pkt 13, służące do przemieszczania osób lub ładunków o ograniczonym zasięgu, wraz z osprzętem do podnoszenia i wyposażeniem wymiennym.

#### THE CATALOGUE INCLUDES 14 GROUPS OF NUCLEAR POWER PLANT EQUIPMENT, COMPRISING BOTH TECHNICAL EQUIPMENT AND ITEMS

- 1) Technical equipment and components forming part of the reactor containment system, together with the steel liner and auxiliary containment systems, in particular:
  - a) equipment that limits or maintains pressure and temperature inside the containment,
  - b) equipment designed to limit or remove radioactive substances, hydrogen, oxygen, and other substances from the containment atmosphere,
  - c) equipment that reliably isolates the containment from the environment by closing the relevant pipelines, pressure ducts, locks, or access openings.
- 2) Equipment forming part of the reactor cooling circuit and its auxiliary systems, together with control and protection systems of the reactor cooling circuit, in particular:
  - a) the reactor pressure vessel, pressure channels, and other reactor structures,
  - b) pipelines,
  - c) pumps,
  - d) blowers,
  - e) valves and gates,
  - f) steam generators together with auxiliary systems,
  - g) heat exchangers,
  - h) the pressurizer and its auxiliary systems.
- 3) Pressure equipment forming part of the feedwater system.
- 4) Technical equipment or components forming part of compressed air and other technical gas systems within auxiliary technological systems.
- 5) Pressure equipment forming part of the working-fluid circuit and turbine sets, including the connecting pipelines.
- 6) Equipment forming part of active and passive safety systems and other systems of key importance to nuclear safety and radiological protection, in particular the emergency core cooling system and systems for residual heat removal, including intermediate cooling systems and emergency diesel generators.
- 7) Equipment forming part of cooling systems, including the service water system, in particular systems for cooling circuits important to nuclear safety and radiological protection, as well as fluids used in technological systems.

- 8) Pressure equipment in fire suppression systems.
- 9) Equipment for filling and emptying tanks.
- 10) Pressure equipment forming part of systems other than those listed in items 1–9, containing fluids under overpressure, in particular:
  - a) stationary vessels where the product of overpressure (in bar) and volume (in  $\text{dm}^3$ ) exceeds 50 and the overpressure is greater than 0.5 bar, intended for storing liquids or gases or for conducting technological processes,
  - b) liquid or steam boilers with a volume above 2  $\text{dm}^3$ , where fluids are under overpressure greater than 0.5 bar,
  - c) portable vessels used in respiratory protection apparatus,
  - d) portable vessels transported between filling and emptying with a capacity greater than 0.35  $\text{dm}^3$  and overpressure greater than 0.5 bar, intended for storing or transporting liquids or gases,
  - e) process pipelines carrying hazardous fluids with toxic, corrosive, or flammable properties, under overpressure greater than 0.5 bar and with a nominal diameter greater than DN 25, intended for:
    - compressed gases, liquified gases, dissolved gases under pressure, vapors, and those liquids whose vapor pressure at maximum allowable temperature exceeds 0.5 bar,
    - liquids whose vapor pressure at maximum allowable temperature is below 0.5 bar, provided that the product of the liquid's allowable overpressure (in bar) and the nominal diameter of the pipeline (DN in mm) exceeds 2000.
- 11) Atmospheric and low-pressure tanks ( $\leq 0.5$  bar overpressure) intended for the storage of hazardous materials with toxic, corrosive, or flammable properties, as well as for the storage of flammable liquids with a vapor pressure at 50°C not greater than 3 bar and a flash point not higher than 61°C.
- 12) Equipment forming part of heating, ventilation, and air-conditioning (HVAC) systems.
- 13) Handling and lifting equipment used for handling and storage of reactor components or nuclear fuel, together with lifting accessories and interchangeable equipment, having significant importance for nuclear safety and radiological protection, in particular refueling or loading machines.
- 14) Handling and lifting equipment not listed in item 13, used for the movement of people or loads within a limited range, together with lifting accessories and interchangeable equipment.

▶ Regulation of the Council of Ministers, in § 2(2), specifies that **“the equipment listed in § 2(1), items 1–12, shall be subject to technical inspection together with their mounting elements and support structures, pressure and safety accessories, protection systems, instrumentation and control devices, and control systems.”**

▶ For items 13 and 14, such an extension was not necessary, since the definition of handling and lifting equipment already encompasses all components and subassemblies relevant to the functionality and safe operation of such equipment.

► **Rozporządzenie Rady Ministrów w § 2 w ust. 2 precyzuje, że „urządzenia wymienione w ust. 1 pkt 1–12 podlegają dozorowi technicznemu wraz z ich elementami mocującymi i konstrukcjami wsporczymi, osprzętem ciśnieniowym i zabezpieczającym, układami zabezpieczającymi, aparaturą kontrolno-pomiarową oraz układami sterowania”.**

► Dla pozycji 13 i 14 to rozszerzenie nie było niezbędne, ponieważ definicja konstrukcji UTB obejmuje wszystkie elementy i podzespoły mające znaczenie dla funkcjonalności i bezpieczeństwa eksploatacji UTB.

### OBOWIĄZKI STRON ZAANGAŻOWANYCH W BUDOWĘ I EKSPLOATACJĘ ELEKTROWNI JĄDROWEJ

Mając wiedzę na temat urządzeń, które podlegają pod dozór techniczny, można się zastanowić, jakie obowiązki nakładają przepisy na tych, którzy uczestniczą w „cyklu życia” urządzeń EJ. Podstawowym wymogiem dla urządzeń EJ jest stosowanie wymagań technicznych znajdujących się w dokumentach odniesienia. Podstawą zróżnicowania tych wymagań jest klasyfikacja bezpieczeństwa wspomniana w Prawie atomowym (art. 36j) zatwierdzana przez Państwową Agencję Atomistyki.

Urządzenia EJ z katalogu przedstawionego w pierwszej części i wskazane w rozporządzeniu rodzajowym [3] możemy podzielić na trzy grupy:

- urządzenia należące do odpowiedniej klasy bezpieczeństwa,
- urządzenia dla których nie określono klasy bezpieczeństwa,
- urządzenia techniczne zainstalowane i eksploatowane w elektrowni jądrowej, ale niemające znaczenia dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

Dla przykładu w systemach grzewczych, klimatyzacji i wentylacji (§ 2 pkt 1 ppkt 12 rozporządzenia rodzajowego EJ) dozór techniczny obejmie:

- wszystkie urządzenia składające się na te systemy w przypadku, gdy urządzenia mają znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, na przykład system wentylacji dla sterowni bloku jądrowego,
- urządzenia spełniające definicję urządzeń technicznych niemających znaczenia dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, na przykład zbiorniki spełniające kryterium  $p \times v$  w systemie grzewczym lub klimatyzacyjnym w budynku socjalnym elektrowni.

Dla urządzeń technicznych w EJ stwarzających trzy „klasyczne” zagrożenia ale nie mających znaczenia dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, zgodnie z art.4 pkt 1 ustawy o dozorze technicznym [2], § 6 rozporządzenia o warunkach technicznych urządzeń EJ, wymaga stosowania warunków technicznych wydanych na podstawie art.8 ust. 4 ustawy o dozorze technicznym [2], tj. rozporządzeń:	
► rozporządzenie Ministra Rozwoju i Technologii z dnia 17 grudnia 2021 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla niektórych urządzeń ciśnieniowych podlegających dozorowi technicznemu,	§ 6 rozporządzenia [4] „Do urządzeń technicznych zainstalowanych i eksploatowanych w elektrowni jądrowej, ale niemających znaczenia dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, stosuje się warunki techniczne określone w przepisach wydanych na podstawie art. 8 ust. 4 ustawy z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozorze technicznym lub ustalone z Prezesem UDT w trybie art. 8 ust. 6 tej ustawy.”
► rozporządzenie Ministra Gospodarki z dnia 16 kwietnia 2002 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego, jakim powinny odpowiadać zbiorniki beciśnieniowe i niskociśnieniowe przeznaczone do magazynowania materiałów trujących lub żrących,	
► rozporządzenie Ministra Gospodarki z dnia 18 września 2001 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego, jakim powinny odpowiadać zbiorniki beciśnieniowe i niskociśnieniowe przeznaczone do magazynowania materiałów ciekłych zapalnych,	
► rozporządzenie Ministra Przedsiębiorczości i Technologii z dnia 30 października 2018 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego w zakresie eksploatacji, napraw i modernizacji urządzeń transportu bliskiego.	

W toku wytwarzania wspomnianych wyżej urządzeń stosowane mogą być, o ile występują, przepisy szczególne, czyli przepisy dotyczące systemu oceny zgodności. Stanowi o tym m.in. art. 8 ust. 1 ustawy o dozorze technicznym: „chyba że przepisy szczególne stanowią inaczej”. Tymi przepisami szczególnymi są właśnie dyrektywy europejskie posiadające wyłączenie dotyczące elementów przeznaczonych specjalnie do zastosowania jądrowego, których uszkodzenie może spowodować emisję radioaktywną, jak to ma miejsce np. w dyrektywie PED i wielu innych.

Dla pozostałych urządzeń w EJ, tj.:

- należących do klasy bezpieczeństwa,
- mających znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej nieprzypisanych do klasy bezpieczeństwa należy stosować przepisy rozporządzenia [4] o warunkach technicznych dla urządzeń EJ oraz wymagania techniczne określone w dokumentach odniesienia dla tego rodzaju urządzeń.



### OBLIGATIONS OF THE PARTIES INVOLVED IN THE CONSTRUCTION AND OPERATION OF A NUCLEAR POWER PLANT

With knowledge of the equipment subject to technical inspection, it is possible to consider what obligations the regulations impose on those participating in the life cycle of nuclear power plant equipment. The fundamental requirement for such equipment is compliance with the technical requirements set out in the applicable reference documents. The basis for differentiating these requirements is the safety classification referenced in the Atomic Law (Article 36j), as approved by the National Atomic Energy Agency (PAA).

The nuclear power plant equipment listed in the catalog presented in Part I and specified in the classification regulation [3] can be divided into three groups:

- equipment assigned to an appropriate safety class,
- equipment for which no safety class has been defined,
- technical equipment installed and operated in a nuclear power plant, but not relevant to ensuring nuclear safety and radiological protection.

For example, in heating, ventilation, and air-conditioning (HVAC) systems (§ 2, item 1, subitem 12 of the Nuclear Power Plant Classification Regulation), technical inspection will cover:

- all equipment comprising these systems, where such equipment is relevant to nuclear safety and radiological protection, for instance, the ventilation system of the nuclear power plant control room,
- equipment meeting the definition of technical equipment but not relevant to ensuring nuclear safety and radiological protection – for example, tanks meeting the  $p \times v$  criterion in the heating or air-conditioning system of an auxiliary building at the power plant.

For technical equipment in nuclear power plants that pose the three “conventional” hazards but have no significance for nuclear safety and radiological protection, in accordance with Article 4(1) of the Technical Inspection Act [2] and § 6 of the Regulation on Technical Requirements for Nuclear Power Plant Equipment, the use of technical requirements issued under Article 8(4) of the Act on Technical Inspection [2] is permitted. These include the following regulations:	
► Regulation of the Minister of Development and Technology of 17 December 2021 on the technical inspection requirements for certain pressure equipment subject to technical inspection,	§ 6 of Regulation [4]
► Regulation of the Minister of Economy of 16 April 2002 on the technical inspection requirements for atmospheric and low-pressure tanks intended for the storage of toxic or corrosive substances,	„For technical equipment installed and operated in a nuclear power plant, but not significant for ensuring nuclear safety and radiological protection, the technical requirements specified in the regulations issued under Article 8(4) of the Act of 21 December 2000 on Technical Inspection, or agreed with the President of UDT pursuant to Article 8(6) of that Act, shall apply.”
► Regulation of the Minister of Economy of 18 September 2001 on the technical inspection requirements for atmospheric and low-pressure tanks intended for the storage of flammable liquids,	
► Regulation of the Minister of Entrepreneurship and Technology of 30 October 2018 on the technical inspection requirements for the operation, repair, and modernization of overhead lifting equipment.	

During the manufacturing of the aforementioned equipment, special provisions may apply, when exist, those concerning the conformity assessment system. This is stipulated, among others, in Article 8(1) of the Act on Technical Inspection: “unless special provisions state otherwise.” These special provisions include European directives that contain exemptions for components specifically designed for nuclear applications, where a failure could result in radioactive release, as is the case in the PED directive and many others.

For other equipment in nuclear power plants, i.e.:

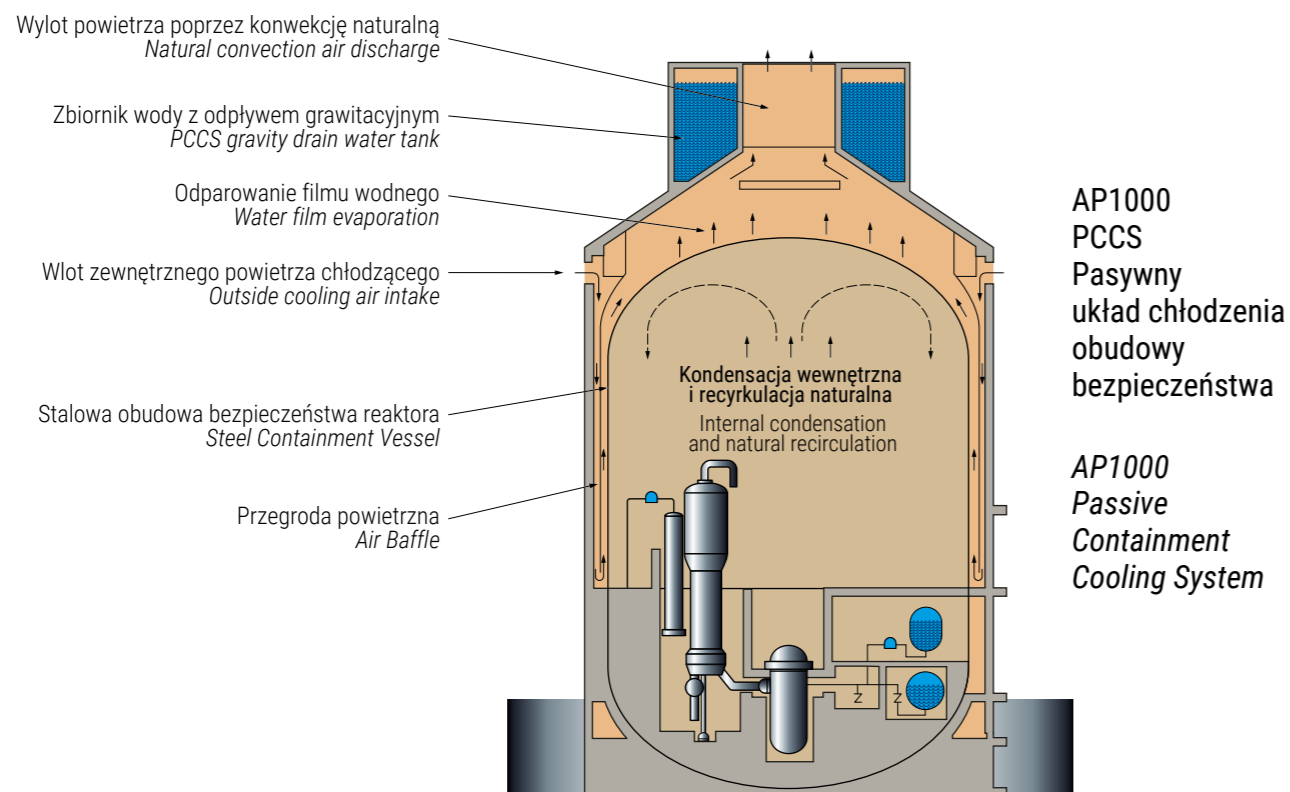
- equipment assigned to a safety class,
- equipment important to nuclear safety and radiological protection but not formally assigned to a safety class, the provisions of Regulation [4] on technical conditions for nuclear equipment, as well as the technical requirements specified in the reference documents for that type of equipment, shall apply.

Rozporządzenie [4] o warunkach technicznych EJ nie wskazuje wszystkich wymagań technicznych z uwagi na mnogość tego typu dokumentów oraz fakt, że rozporządzenie musi być neutralne wobec proponowanych technologii jądrowych. W przypadku każdej technologii zestaw wymagań może być inny.

#### UWAGA

- ▶ Urządzenia należące do klasy bezpieczeństwa lub te, którym klasy nie przypisano, mogą stwarzać jednocześnie, oprócz zagrożeń związanych z bezpieczeństwem jądrowym lub ochroną radiologiczną, także zagrożenia z grupy opisanych w art. 4 pkt 1 ustawy o dozorcze technicznym.
- ▶ Dotyczy to zagrożeń związanych z rozprężaniem cieczy lub gazów, wyzwaniem energii potencjalnej lub kinetycznej przy przemieszczaniu ludzi lub towarów oraz rozprzestrzenianiem się materiałów niebezpiecznych podczas ich magazynowania.
- ▶ Stosowane wtedy specyfikacje techniczne muszą odpowiadać na wszystkie grupy zagrożeń, aby nie doprowadzić do utraty bezpieczeństwa jądrowego.

Ostatnim aspektem jest podejście UDT do urządzeń wykorzystywanych do budowy elektrowni jądrowej. Urządzenia nieprzeznaczone do zainstalowania i eksploatacji w elektrowni jądrowej jako urządzenia EJ podlegają konwencjonalnym przepisom dozoru technicznego. Urządzenia wykorzystywane na etapie budowy, które w przyszłości będą przeznaczone do pełnienia funkcji urządzeń EJ, będą podlegały przepisom rozporządzenia [4] o warunkach technicznych EJ.



Rys. 2. Obudowa bezpieczeństwa reaktora [5] tj. grupa 1 urządzeń podlegających pod dozór § 2.1 ppkt 1 wg rozporządzenia [3]  
Fig. 2. Reactor containment [5] – Group 1 equipment subject to inspection under § 2.1(1) of Regulation [3]

#### Literatura:

1. Zmiany w strukturze produkcji energii elektrycznej w Polsce rok 2023/2024, iEO <https://www.cire.pl/artykuly/brak-kategorii/rynek-energii-elektrycznej-w-polsce-w-2024-roku-na-tle-ue-pod-katem-zaskakujaco-wysokich-cen-energii-elektrycznej-analiza-na-podstawie-danych-entso-e> [dostęp: 09.2025]
2. Ustawa z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozorcze technicznym, Dz. U. 2000 Nr 122 poz. 1321 <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/download.xsp/WDU20001221321/U/D20001321Lj.pdf>.
3. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2013 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej, Dz.U. z 2014 r. poz. 111 <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/download.xsp/WDU20140000111/O/D20140111.pdf>.
4. Rozporządzenie Ministra Rozwoju z dnia 20 maja 2016 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej, Dz.U. poz. 909 <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/download.xsp/WDU20160000909/O/D20160909.pdf>.
5. NuclearStreet.com, Passive Containment Cooling System (PCS), [https://nuclearstreet.com/nuclear-power-plants/w/nuclear\\_power\\_plants/containment-isolation](https://nuclearstreet.com/nuclear-power-plants/w/nuclear_power_plants/containment-isolation), Cummins, W. E., Corletti, M. M., and Schulz, T. L. (2003). Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant. Cordoba, Spain: Proceedings of ICAPP '03.
6. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. (MHI) <https://www.mhi.com/news/200710231202.html>

Regulation [4] on technical requirements for nuclear equipment does not explicitly indicate all technical requirements due to the multitude of such documents and the need for the regulation to remain neutral with respect to the proposed nuclear technologies. For each technology, the set of applicable requirements may differ.

#### NOTE

- ▶ Safety-classified equipment, as well as equipment not assigned to any safety class, may simultaneously pose—alongside nuclear safety or radiological protection risks—additional hazards of the type described in Article 4(1) of the Technical Inspection Act.
- ▶ These include risks associated with the expansion of liquids or gases, the release of potential or kinetic energy during the movement of people or loads, and the spread of hazardous materials during storage.
- ▶ In such cases, the applied technical specifications must comprehensively address all categories of hazards to ensure that nuclear safety is not compromised.

The final aspect concerns UDT's approach to equipment used in the construction of nuclear power plants. Equipment not intended for installation and operation in a nuclear facility as nuclear equipment is subject to conventional technical inspection regulations. Conversely, equipment used during the construction phase that is ultimately designated to serve as nuclear equipment will be governed by the provisions of Regulation [4] on technical requirements for nuclear power plants.



Rys. 3. Wytwornica pary (SG) [6] tj. grupa 2 urządzeń podlegających pod dozór § 2.1 ppkt 2f wg rozporządzenia [3]  
Fig. 3. Steam generator (SG) [6] – Group 2 equipment subject to inspection under § 2.1(2f) of Regulation [3]

#### References:

1. Electricity production structure for 2023/2024 – POLAND, iEO <https://www.cire.pl/artykuly/brak-kategorii/rynek-energii-elektrycznej-w-polsce-w-2024-roku-na-tle-ue-pod-katem-zaskakujaco-wysokich-cen-energii-elektrycznej-analiza-na-podstawie-danych-entso-e> [dostęp: 09.2025]
2. The Act of 21 December 2000 on Technical Inspection (Journal of Laws No. 122, item 1321) <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/download.xsp/WDU20001221321/U/D20001321Lj.pdf>.
3. Regulation of the Council of Ministers of 17 December 2013 on the types of technical equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant, (Journal of Laws 2014, item 111) <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/download.xsp/WDU20140000111/O/D20140111.pdf>
4. Regulation of the Minister of Development of 20 May 2016 on the technical conditions of technical inspection for technical equipment or equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant, Journal of Laws 2016, item 909 <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/download.xsp/WDU20160000909/O/D20160909.pdf>.
5. NuclearStreet.com, Passive Containment Cooling System (PCS), [https://nuclearstreet.com/nuclear-power-plants/w/nuclear\\_power\\_plants/containment-isolation](https://nuclearstreet.com/nuclear-power-plants/w/nuclear_power_plants/containment-isolation), Cummins, W. E., Corletti, M. M., and Schulz, T. L. (2003). Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant. Cordoba, Spain: Proceedings of ICAPP '03.
6. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. (MHI) <https://www.mhi.com/news/200710231202.html>

# Uprawnienia zakładów dla energetyki jądrowej

## Jakość pod kontrolą



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
ROKSANA ROŚOŁOWSKA**

Kierownik Działu Badań Laboratoryjnych  
Biuro w Gliwicach  
Oddział w Katowicach

Head of the Laboratory Testing  
Department  
Gliwice Branch Office  
Office of Technical Inspection (UDT)

# Approval of Plants for the Nuclear Energy Sector

## Quality Under Control

ROSNĄCE AMBICJE POLSKI W ZAKRESIE ROZWOJU ENERGETYKI JĄDROWEJ STAWIAJĄ PRZED PRZEMYSŁEM WYSOKIE WYMAGANIA – NIE TYLKO TECHNOLOGICZNE, ALE PRZEDĘ WSZYSTKIM JAKOŚCIOWE. BEZ ODPOWIEDNICH UPRAWNIEŃ ZAKŁADÓW NIE DA SIĘ MÓWIĆ O BEZPIECZNEJ I ODPOWIEDZIALNEJ REALIZACJI PROJEKTÓW W TEJ WRAŻLIWEJ GAŁĘZI PRZEMYSŁU. JAK WYGLĄDA PROCES UZYSKANIA TAKICH UPRAWNIEŃ? CO SPRAWDZA URZĄD DOZORU TECHNICZNEGO I JAKIE DOKUMENTY SĄ KLUCZOWE? ODPOWIADAMY W ARTYKULE.

POLAND'S INCREASING AMBITIONS IN THE FIELD OF NUCLEAR ENERGY DEVELOPMENT IMPOSE STRINGENT REQUIREMENTS ON INDUSTRY – NOT ONLY IN TERMS OF TECHNOLOGY, BUT ABOVE ALL IN TERMS OF QUALITY. WITHOUT APPROPRIATE APPROVALS GRANTED TO INDUSTRIAL FACILITIES, THE SAFE AND RESPONSIBLE EXECUTION OF PROJECTS IN THIS SENSITIVE SECTOR CANNOT BE ENSURED. HOW IS SUCH APPROVAL OBTAINED? WHAT DOES THE OFFICE OF TECHNICAL INSPECTION (UDT) VERIFY, AND WHICH DOCUMENTS ARE ESSENTIAL? THIS ARTICLE PROVIDES THE ANSWERS.

Opisujemy mechanizmy przyznawania uprawnień zakładom na podstawie przepisów art. 9 Ustawy z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozoru technicznym, z uwzględnieniem specyfiki komponentów jądrowych oraz obowiązujących norm jakościowych. Przedstawiamy wymagania techniczne, organizacyjne i personalne, jakie muszą spełnić przedsiębiorstwa ubiegające się o takie uprawnienie, a także omawiamy procedurę ich zatwierdzania przez UDT. Artykuł może stanowić punkt wyjścia dla zakładów produkcyjnych oraz inwestorów zainteresowanych uczestnictwem w łańcuchu dostaw dla projektów jądrowych w Polsce.

### Energetyka jądrowa jako filar nowoczesnej transformacji energetycznej

Energetyka jądrowa stanowi jeden z filarów nowoczesnych, niskoemisyjnych systemów energetycznych, oferując stabilne i wydajne źródło energii elektrycznej. W obliczu globalnych wyzwań związanych ze zmianami klimatycznymi, koniecznością odchodzenia od paliw kopalnych oraz rosnącym zapotrzebowaniem na czystą energię, rozwój i utrzymanie infrastruktury jądrowej stają się priorytetem dla wielu państw, w tym również dla Polski, która przygotowuje się do budowy pierwszej elektrowni jądrowej.

Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) podkreśla, że „(...) energia jądrowa odgrywa istotną rolę w realizacji celów zrównoważonego rozwoju, zwłaszcza w zakresie zapewnienia czystej energii, łagodzenia

zmian klimatycznych i wspierania innowacji technologicznych” [1]. Jednak wdrażanie technologii jądrowych to nie tylko postęp technologiczny, lecz także spełnienie norm bezpieczeństwa oraz standardów jakości, które stanowią fundament zaufania do tej gałęzi przemysłu.

Współczesne obiekty jądrowe, ze względu na swoją złożoność techniczną, długi cykl życia oraz szczególne znaczenie dla bezpieczeństwa publicznego i środowiska, wymagają odpowiedniego podejścia do kwestii jakości na każdym etapie ich realizacji – od projektowania, przez budowę, aż po eksploatację i wycofanie z użytkowania. Właśnie dlatego niezbędne jest stosowanie ściśle zdefiniowanych i skutecznych systemów zapewnienia jakości (QA, ang. Quality Assurance). Systemy te stanowią jeden z kluczowych elementów zarządzania projektami jądrowymi, determinując nie tylko jakość wykonania, ale przede wszystkim bezpieczeństwo eksploatacji obiektu jądrowego w całym cyklu życia.

**Wytwarzanie komponentów dla sektora energetyki jądrowej wiąże się ze szczególnie wysokimi wymaganiami w zakresie jakości, bezpieczeństwa oraz nadzoru technicznego.**

Ze względu na potencjalne skutki awarii urządzeń pracujących w warunkach promieniowania jonizującego i wysokich ciśnień, każdy element infrastruktury jądrowej musi spełniać rygorystyczne normy techniczne i prawne. W Polsce organem odpowiedzialnym za ocenę spełnienia tych

**We present the mechanisms for granting approvals to industrial plants under Article 9 of the Act of 21 December 2000 on Technical Inspection, taking into account the specific nature of nuclear elements and applicable quality standards. The article outlines the technical, organizational, and personnel requirements that companies must meet in order to obtain such approval. It also discusses the procedure for approval by UDT. This information may serve as a point of reference for manufacturing facilities and investors interested in participating in the supply chain for nuclear energy projects in Poland.**

### Nuclear Energy as a Pillar of the Modern Energy Transition

Nuclear energy is one of the fundamental pillars of modern, low-emission energy systems, offering a stable and efficient source of electricity. In the face of global challenges related to climate change, the need to phase out fossil fuels, and the growing demand for clean energy, the development and sustained operation of nuclear infrastructure has become a strategic priority for many countries, including Poland, which is currently preparing to construct its first nuclear power plant.

The International Atomic Energy Agency (IAEA) affirms that “(...) nuclear energy plays a critical role in the United Nations 2030 Agenda for Sustainable Development – particularly in terms of providing clean and affordable energy (SDG 7), mitigating climate change (SDG 13), and fostering innovation and resilient infrastructure (SDG 9)” [1]. However, the deployment of

nuclear technologies is not limited to technological advancement; it also requires full compliance with rigorous safety and quality standards that underpin trust in the nuclear energy sector.

Modern nuclear facilities, due to their technical complexity, extended lifecycle, and critical importance to public safety and environmental protection, require a rigorous approach to quality management at every stage – from design and construction through to operation and eventual decommissioning. For this reason, clearly defined and effectively implemented quality assurance (QA) systems are essential. QA systems are a core element of nuclear project management, ensuring not only high standards of execution, but above all, the safe operation of nuclear facilities throughout their entire lifecycle.

**The manufacturing of elements for the nuclear energy sector is subject to exceptionally stringent requirements concerning quality, safety, and regulatory oversight.**

Given the potential consequences of equipment failure in environments involving ionizing radiation and high-pressure conditions, every element of nuclear infrastructure must comply with strict technical and legal standards. In Poland, the authority responsible for evaluating compliance with these standards is the national technical inspection body – the Office of Technical Inspection (UDT).



wymagań jest instytucja państwowa sprawująca dozór nad urządzeniami technicznymi – Urząd Dozoru Technicznego (UDT).

- ▶ Zakres działalności UDT obejmuje m.in. kontrolę projektowania, produkcji, montażu i eksploatacji urządzeń ciśnieniowych, transportu bliskiego oraz urządzeń objętych dyrektywami unijnymi.
- ▶ UDT przyznaje również uprawnienia zakładom do wytwarzania, naprawy i modernizacji urządzeń technicznych oraz certyfikuje personel techniczny, w tym spawaczy i operatorów badań nieniszczących.

Dodatkowo urząd działa jako jednostka notyfikowana UE i prowadzi procesy oceny zgodności wyrobów. W sektorze jądrowym UDT pełni istotną rolę w ocenie dostawców oraz ich systemów jakości według norm takich jak ASME NQA-1 (Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications) czy ISO 19443.

### Uprawnienia zakładów w świetle ustawy o dozorze technicznym

Wysokie standardy jakości i bezpieczeństwa, jakie obowiązują w sektorze energetyki jądrowej, wymagają ścisłej kontroli nie tylko nad samymi urządzeniami, ale także nad podmiotami odpowiedzialnymi za ich wytwarzanie, naprawę i modernizację.

#### QA (quality assurance)

Współczesne obiekty jądrowe wymagają odpowiedniego podejścia do kwestii jakości na etapie projektowania, budowy, eksploatacji oraz wycofania z użytkowania. Konieczne jest zatem stosowanie ściśle zdefiniowanych i skutecznych systemów zapewnienia jakości.

**Zasadniczą rolę w tym zakresie odgrywają przepisy ustawy o dozorze technicznym, które określają zasady przyznawania uprawnień zakładom przemysłowym uczestniczącym w cyklu życia urządzeń technicznych.**

Dozór techniczny od wielu lat pełni istotną rolę w nadzorze nad urządzeniami stosowanymi w energetyce konwencjonalnej, uprawniając zakłady do ich wytwarzania, naprawy i modernizacji. Zgodnie z ustawą o dozorze technicznym, aby wytwarzać przeznaczone do użytku w Polsce:

- ▶ urządzenia techniczne nieobjęte dyrektywami UE,
- ▶ elementy nieobjęte dyrektywami UE i materiały do naprawy i modernizacji urządzeń technicznych,
- ▶ lub elementy nieobjęte dyrektywami UE i materiały do wytwarzania urządzeń technicznych

muszą, z pewnymi wyjątkami, posiadać uprawnienie wydane przez właściwą jednostkę dozoru technicznego.

Uprawnienia wydanego przez właściwą jednostkę dozoru technicznego wymaga również świadczenie usług w zakresie wytwarzania materiałów i elementów stosowanych do **modernizowania lub naprawiania** urządzeń technicznych.

Te sprawdzone mechanizmy nadzoru i oceny kompetencji zyskują **nowe znaczenie**, stając się podstawą dla zapewnienia najwyższego poziomu bezpieczeństwa i jakości również w tak wymagającej branży, jaką jest **energetyka jądrowa**.

**Zakłady przemysłowe, które chcą wytwarzać, naprawiać lub modernizować urządzenia techniczne, w tym także te wykorzystywane w energetyce jądrowej, są również zobowiązane do uzyskania uprawnienia odpowiedniego do profilu produkcji lub usług.**

**Zgodnie z art. 9 ust. 1 Ustawy z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozorze technicznym „urządzenia techniczne oraz materiały i elementy stosowane do ich wytwarzania, naprawy lub modernizacji mogą być wytwarzane, naprawiane lub modernizowane przez wytwarzającego, naprawiającego lub modernizującego, który posiada uprawnienie, wydane w formie decyzji administracyjnej (...) przez organ właściwej jednostki dozoru technicznego”.**

**Aby uprawnienie zostało przyznane, zakład musi spełnić szereg wymagań, które zostały określone w art. 9 ust. 2 ustawy [2]. Przede wszystkim organ dozoru stwierdza, czy wnioskodawca:**

- ▶ „wdrożył właściwą technologię wytwarzania, naprawy lub modernizacji”,
- ▶ „posiada urządzenia zapewniające wytwarzanie, naprawę lub modernizację zgodnie z technologią”,
- ▶ „zatrudnia pracowników o odpowiednich kwalifikacjach”,
- ▶ „posiada zorganizowaną kontrolę jakości”,
- ▶ „ma możliwość przeprowadzenia badań niszczących i nieniszczących\* – we własnym laboratorium lub uznanym przez organ dozoru.

- ▶ The UDT's scope of responsibilities includes, among other things, the inspection of the design, manufacture, assembly, and operation of pressure equipment, handling equipment, and devices subject to EU directives.

#### QA (quality assurance)

Modern nuclear facilities demand an appropriate approach to quality management across all phases of their lifecycle - from the design and construction, through operation, to decommissioning. It is therefore necessary to implement well-defined, documented, and effective Quality Assurance (QA) systems.

- ▶ The UDT also grants approvals to industrial plants for the manufacture, repair, and modernization of technical equipment, and certifies technical personnel, including welders and non-destructive testing (NDT) operators.

In addition, the UDT acts as an EU Notified Body and conducts conformity assessment procedures for industrial products. Within the nuclear energy sector, it plays a key role in evaluating suppliers and their quality management systems in accordance with standards such as ASME NQA-1 (Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications) and ISO 19443.

#### Manufacturer's Approvals under the Technical Inspection Act

The high quality and safety standards required in the nuclear energy sector necessitate strict oversight not only of the equipment itself, but also of the entities responsible for its manufacturing, repair, and modernization.

**A central role in this context is played by the provisions of the Act of 21 December 2000 on Technical Inspection, which set out the principles for granting approvals to industrial plants involved in the life cycle of technical equipment.**

For many years, technical inspection has played a fundamental role in overseeing equipment used in the conventional power industry, with approvals granted to entities for the manufacture, repair, and modernisation of such equipment. Pursuant to the Act on Technical inspection entity must, with few exemptions, obtain an approval issued by the element technical inspection authority in order to **manufacture and place on the Polish market:**

- ▶ technical equipment not covered by EU directives,
- ▶ elements not covered by EU directives, as well as materials intended for the repair or modernisation of technical equipment,
- ▶ elements and materials for the manufacture of technical equipment not covered by EU directives.

An approval issued by the element technical inspection authority is also required for the provision of services involving the manufacture of materials and elements intended for the **modernisation or repair** of technical equipment.

These well-established mechanisms for regulatory oversight and competence assessment are gaining **renewed relevance**, serving as a foundation for ensuring the highest levels of safety and quality – especially in a highly demanding sector such as the **nuclear energy industry**.

**Entities intending to manufacture, repair, or modernize technical equipment, including equipment intended for use in the nuclear energy sector, are also required to obtain the approval, adequate to its manufacturing or services profile, issued by the element technical inspection authority.**

**According to Article 9(1) of the Act of 21 December 2000 on Technical Inspection “Technical equipment, as well as the materials and elements used in its manufacture, repair or modernization, may only be manufactured, repaired, or modernized by an entity – referred to as the manufacturer, repairer, or modernizer – that holds an approval issued in the form of an administrative decision (...) by the authority of the competent technical inspection body.”**

**In order for an approval to be granted, the plant must meet a number of requirements specified in Article 9(2) of the Act on Technical Inspection [2]. First and foremost, the inspection authority must verify whether the applicant:**

- ▶ "has implemented appropriate manufacturing, repair, or modernization technology",
- ▶ "has facilities enabling the performance of manufacturing, repair, or modernization activities in accordance with the implemented technologies",
- ▶ "employs personnel with appropriate qualifications",
- ▶ "has an established quality control system",
- ▶ "has the capability to conduct destructive and non-destructive testing – either in its own laboratory or in a laboratory recognized by the inspection authority.



Decyzja uprawniająca zakład do działalności w zakresie wytwarzania, naprawy lub modernizacji zawiera precyzyjne warunki jej wydania. Jak stanowi art. 9 ust. 4, obejmują one m.in. „specyfikacje techniczne”, stosowane technologie, materiały, a także „wymagania dotyczące kontroli jakości urządzeń technicznych” [2].

<b>Art. 9 ust. 1</b>	Urządzenia techniczne oraz materiały i elementy stosowane do ich wytwarzania, naprawy lub modernizacji mogą być wytwarzane, naprawiane lub modernizowane przez wytwarzającego, naprawiającego lub modernizującego, który posiada uprawnienie, wydane w formie decyzji administracyjnej, do ich wytwarzania, naprawiania lub modernizacji, zwane dalej „uprawnieniem”, wydane przez organ właściwej jednostki dozoru technicznego, chyba że przepisy szczególne stanowią inaczej.
<b>Art. 9 ust. 2</b>	Organ właściwej jednostki dozoru technicznego, na wniosek wytwarzającego urządzenia techniczne oraz materiały i elementy stosowane do ich wytwarzania, naprawiającego lub modernizującego urządzenie techniczne, wydaje uprawnienie po stwierdzeniu, że wytwarzający, naprawiający lub modernizujący spełnia wymagania w zakresie wytwarzania, naprawy lub modernizacji tych urządzeń, a w szczególności: 1) wdrożył właściwą technologię wytwarzania, naprawy lub modernizacji; 2) posiada urządzenia zapewniające wytwarzanie, naprawę lub modernizację zgodnie z technologią, o której mowa w pkt 1; 3) zatrudnia pracowników o odpowiednich kwalifikacjach, określonych w odrębnych przepisach; 4) posiada zorganizowaną kontrolę jakości; 5) ma możliwość przeprowadzenia badań niszczących i nieniszczących wytwarzanych, naprawianych lub modernizowanych urządzeń technicznych oraz materiałów we własnym laboratorium lub laboratorium uznanym przez organ właściwej jednostki dozoru technicznego.
<b>Art. 9 ust. 3</b>	Wymagania określone w ust. 2 uważa się za spełnione, jeżeli wytwarzający, naprawiający lub modernizujący urządzenia techniczne posiada system jakości zgodny z Polskimi Normami, zatwierdzony i nadzorowany przez organ właściwej jednostki dozoru technicznego.
<b>Art. 9 ust. 4</b>	Dokument potwierdzający przyznanie uprawnienia zawiera określenie warunków stanowiących podstawę jego wydania, a w szczególności: 1) specyfikacje techniczne – dokumenty określające cechy, jakie urządzenie techniczne powinno posiadać w zakresie jakości, parametrów technicznych, bezpieczeństwa lub wymiarów, w tym w odniesieniu do nazewnictwa, symboli, badań i metodologii badań, znakowania i oznaczania urządzenia – które powinny być stosowane przy wytwarzaniu urządzenia technicznego, materiałów i elementów stosowanych do wytwarzania, naprawy lub modernizacji urządzenia technicznego; 2) technologie stosowane przy wytwarzaniu, naprawie lub modernizacji urządzeń technicznych; 3) materiały stosowane do wytwarzania, naprawy lub modernizacji urządzeń technicznych; 4) wymagania dotyczące kontroli jakości urządzeń technicznych.
<b>Art. 9 ust. 5</b>	Decyzja, o której mowa w ust. 1, wydana przez organ właściwej jednostki dozoru technicznego uprawnia do wytwarzania, naprawiania lub modernizacji objętych tą decyzją urządzeń technicznych oraz materiałów i elementów, o których mowa w ust. 1, również w przypadku gdy ze względu na miejsce instalacji, eksploatacji lub wykorzystania dozór techniczny nad urządzeniem technicznym jest wykonywany przez inną jednostkę dozoru technicznego, jeżeli technologia wytwarzania, naprawy lub modernizacji urządzenia technicznego jest zgodna z tą decyzją.

**Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2013 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz.U. 2014 poz. 111) [3] stanowi jedno z kluczowych narzędzi regulacyjnych w obszarze zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego w Polsce.**

Dokument ten [3], wydany na podstawie ustawy [2], precyzyjnie określa, które urządzenia wchodzące w skład infrastruktury elektrowni jądrowej muszą być objęte kontrolą ze strony organów dozoru technicznego.

Zakres regulacji obejmuje urządzenia, które – ze względu na ich funkcje, konstrukcję i miejsce zastosowania – mogą stwarzać zagrożenia dla zdrowia i życia ludzi, środowiska naturalnego, bezpieczeństwa eksploatacji obiektu jądrowego oraz zagrożenia wskazane w Art 4 ustawy [2].

Dozorowi technicznemu podlegają m.in.:

- ▶ system obudowy bezpieczeństwa reaktora, wraz z jego powłoką stalową oraz urządzeniami zapewniającymi szczelność, izolację i zdolność retencji substancji promieniotwórczych;
- ▶ układy chłodzenia reaktora i jego systemy pomocnicze, obejmujące kluczowe komponenty, takie jak: zbiornik reaktora, wytwornice pary, pompy, zawory, rurociągi, stabilizatory ciśnienia i wymienniki ciepła;
- ▶ systemy obiegu wody zasilającej i chłodzącej, w tym rurociągi i urządzenia utrzymujące ciśnienie oraz temperaturę w bezpiecznych granicach operacyjnych;
- ▶ urządzenia ciśnieniowe stosowane w systemach pomocniczych i przeciwpożarowych, zawierające płyny pod ciśnieniem, takie jak: zbiorniki, rurociągi, kotły i inne elementy infrastruktury technicznej;
- ▶ systemy bezpieczeństwa, zarówno czynne (np. awaryjne chłodzenie rdzenia), jak i bierne (np. pasywne systemy odprowadzania ciepła), których sprawność ma bezpośredni wpływ na ograniczenie skutków ewentualnych awarii;
- ▶ systemy gazów technologicznych i sprężonego powietrza, stosowane m.in. do napędu zaworów lub kontroli atmosfery w określonych obszarach technologicznych;
- ▶ urządzenia transportu bliskiego, takie jak suwnice, podnośniki i wciągarki wykorzystywane do obsługi elementów paliwowych, odpadów promieniotwórczych oraz komponentów reaktora [3].

The decision approving a plant to carry out manufacturing, repair, or modernization activities specifies the detailed conditions under which it is granted. As provided in Article 9(4) of the Act, these include, among others, 'technical specifications', the technologies employed, the materials used, and the 'quality control requirements applicable to technical equipment' [2].

<b>Article 9(1)</b>	Technical equipment, as well as the materials and elements used for its manufacture, repair, or modernization, may only be manufactured, repaired, or modernized by an entity – referred to as the manufacturer, repairer, or modernizer – that holds an approval issued in the form of an administrative decision by the competent technical inspection authority, unless otherwise provided by specific legislation.
<b>Article 9(2)</b>	The competent technical inspection authority shall, upon the request of a manufacturer of technical equipment, or a manufacturer, repairer, or modernizer of materials and elements used for such equipment, issue an approval after confirming that the applicant meets the requirements necessary for conducting manufacturing, repair, or modernization activities. In particular, the authority shall verify whether the applicant: 1. has implemented an appropriate technology for manufacturing, repair, or modernization; 2. possesses equipment ensuring that manufacturing, repair, or modernization is carried out in accordance with the implemented technology; 3. employs personnel with qualifications compliant with applicable regulations; 4. has an established quality control system; 5. has the capacity to perform destructive and non-destructive testing of technical equipment and materials, either in its own laboratory or in a laboratory recognized by the competent technical inspection authority.
<b>Article 9(3)</b>	The requirements referred to in paragraph 2 shall be considered fulfilled if the manufacturer, repairer, or modernizer of technical equipment operates under a quality system compliant with Polish Standards, which has been approved and is supervised by the competent technical inspection authority.
<b>Article 9(4)</b>	The document confirming the granting of the approval shall specify the conditions upon which it is based. In particular, it shall include: 1. Technical specifications – documents defining the required characteristics of the technical equipment in terms of quality, technical parameters, safety, or dimensions, including nomenclature, symbols, testing and test methodologies, marking, and identification – which shall be applied in the manufacturing of technical equipment, materials, and elements used for its manufacture, repair, or modernization; 2. Technologies used in the manufacture, repair, or modernization of the technical equipment; 3. Materials used in the manufacture, repair, or modernization of the technical equipment; 4. Quality control requirements applicable to the technical equipment..
<b>Article 9(5)</b>	The decision referred to in paragraph 1, issued by the competent technical inspection authority, shall approve the manufacture, repair, or modernization of the technical equipment and the materials and elements referred to in paragraph 1 – even in cases where, due to the location of installation, operation, or use, technical inspection over the equipment is performed by a different technical inspection unit – provided that the technology used for the manufacture, repair, or modernization is compliant with the terms of the issued decision.

\* tłumaczenie - wyłącznie do celów niniejszej publikacji (translation - solely for this publication)

**The Regulation of the Council of Ministers of 17 December 2013 on the types of technical equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant (Journal of Laws 2014, item 111) [3] constitutes one of the key regulatory instruments for ensuring nuclear safety in Poland.**

This regulation [3], issued pursuant to the Act on Technical Inspection [2], provides a detailed specification of the equipment forming part of a nuclear power plant's infrastructure that must be subject to oversight by the competent technical inspection authorities.

The scope of the regulation encompasses equipment which – due to its function, design, or location of use – may present risks to human health and life, the environment, the safe operation of a nuclear facility and hazards referred to in Art. 4 of Act [2].

Technical inspection applies, among others, to the following categories of equipment:

- ▶ the reactor safety containment system, including its steel cladding and associated elements that ensure containment, isolation, and retention of radioactive substances;
- ▶ the reactor cooling and auxiliary systems, including critical elements such as the reactor pressure vessel, steam generators, pumps, valves, piping, pressurizers, and heat exchangers;
- ▶ the feedwater and cooling water circulation systems, comprising piping and equipment designed to maintain pressure and temperature within defined safe operating limits;
- ▶ pressure equipment used in auxiliary and fire protection systems, containing pressurized fluids – including tanks, pipelines, boilers, and other elements of technical infrastructure;
- ▶ safety systems, both active (e.g. emergency core cooling systems) and passive (e.g. passive heat removal systems), whose effectiveness directly impacts the mitigation of potential failure consequences;
- ▶ process gas and compressed air systems, used, for example, for valve actuation or atmospheric control in designated process areas;
- ▶ handling equipment, such as cranes, hoists, and lifting devices used in the manipulation of fuel assemblies, radioactive waste, and reactor elements [3].

Rozporządzenie precyzuje obowiązek dozoru również na elementy wsparcia i konstrukcyjne, osprzęt zabezpieczający i kontrolno-pomiarowy, a także układy sterujące związane z wymienionymi urządzeniami. Oznacza to, że dozór techniczny nie ogranicza się wyłącznie do kontroli „głównych” urządzeń, ale obejmuje również całą infrastrukturę towarzyszącą ich bezpiecznemu funkcjonowaniu.

W praktyce, obowiązki wynikające z rozporządzenia mają istotny wpływ na wszystkie etapy cyklu życia obiektu jądrowego, od projektowania, przez budowę, eksploatację, aż po likwidację. Rozporządzenie weszło w życie 6 lutego 2014 r. i od tego czasu stanowi fundament systemu nadzoru nad urządzeniami technicznymi w elektrowniach jądrowych w Polsce.

### Uprawnianie zakładów – podejście UDT

Ocena systemów zapewnienia jakości QA w kontekście energetyki jądrowej stanowi proces wyjątkowo złożony, wymagający oraz mający bezpośrednie przełożenie na bezpieczeństwo i niezawodność funkcjonowania obiektów jądrowych. Projekty jądrowe charakteryzują się wysokim stopniem komplikacji technologicznej i organizacyjnej, a ich realizacja angażuje szereg podmiotów – dostawców, podwykonawców, operatorów oraz organów dozoru, często działających w różnych środowiskach regulacyjnych.

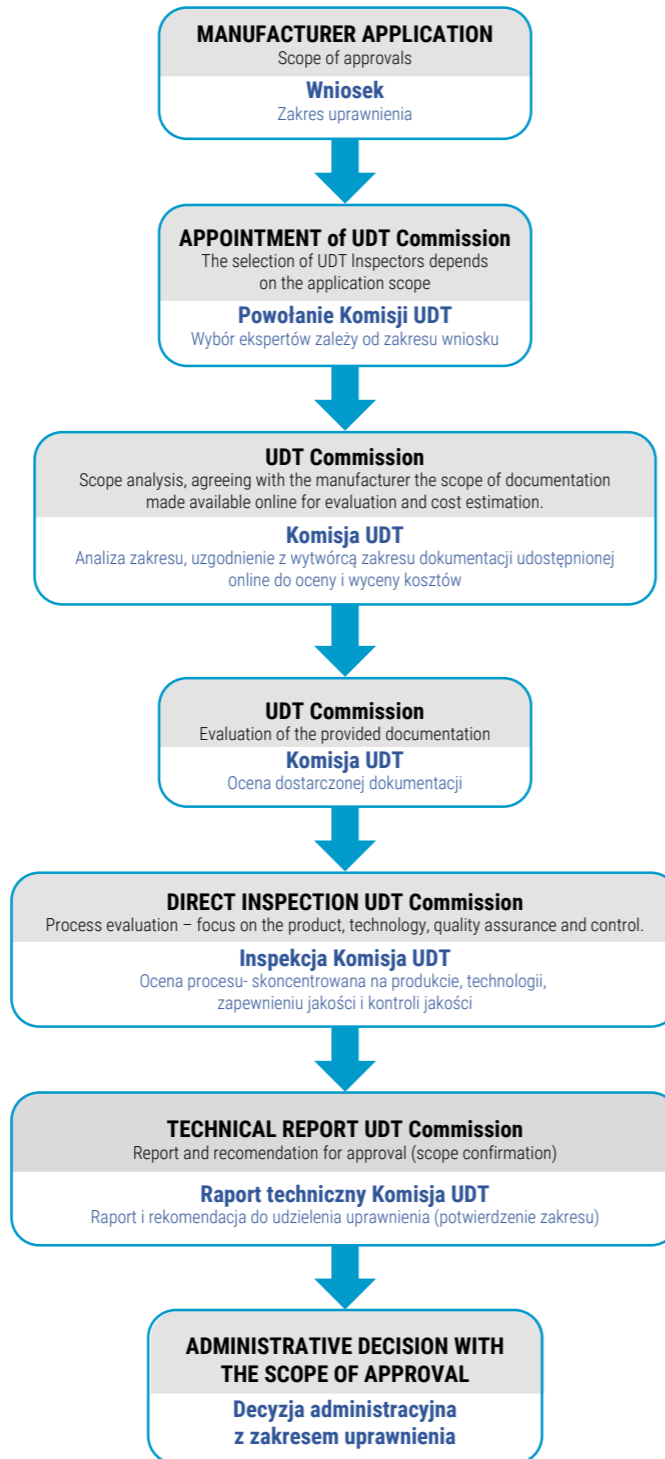
Proces ubiegania się o uprawnienie do wytwarzania, naprawy lub modernizacji urządzeń technicznych, w szczególności dla sektora jądrowego, ma istotne znaczenie. Całość procedury oparta jest o przepisy art. 9 ustawy [2] oraz normy jakościowe i techniczne, zgodnie z którymi zakład musi spełnić rygorystyczne wymagania w zakresie organizacyjnym, technologicznym i personalnym, a także wykazać skuteczność wdrożonego systemu zarządzania jakością.

Proces rozpoczyna się od złożenia wniosku do Urzędu Dozoru Technicznego, zawierającego dokumentację opisującą m.in. technologie produkcji, wykorzystywane urządzenia, schemat organizacyjny oraz procedury jakościowe. Szczególną uwagę przywiązuje się do kwalifikacji personelu, posiadanych technologii, w tym procesów specjalnych oraz zgodności stosowanego systemu jakości z wymaganiami określonymi w art. 9 ust. 2 wspomnianej ustawy. Dokumentacja może być składana w języku polskim i angielskim.

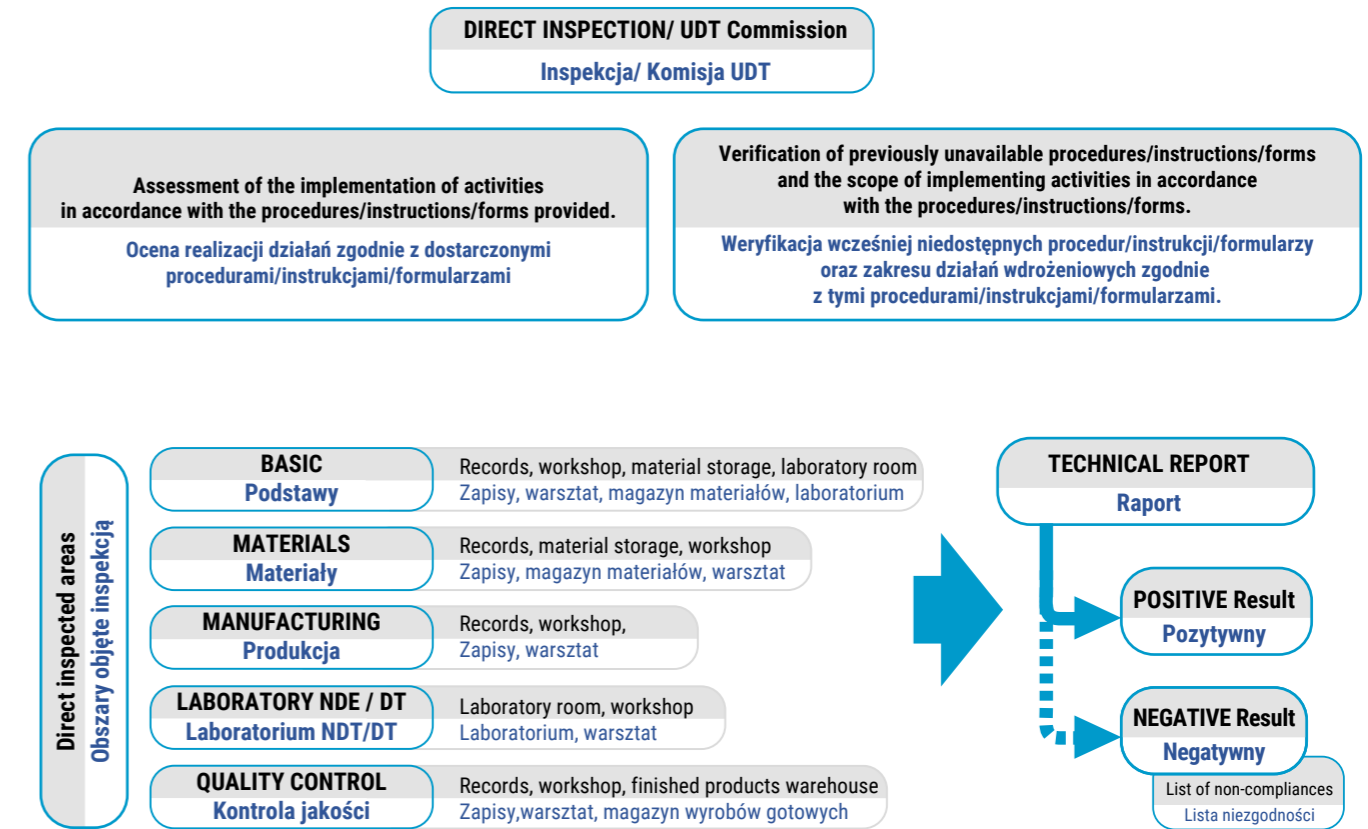
Po pozytywnej weryfikacji dokumentów, UDT przeprowadza inspekcję zakładu – we wszystkich lokalizacjach, gdzie realizowane są procesy objęte wnioskiem. Inspekcja ma na celu ocenę zgodności wdrożonych rozwiązań organizacyjno-technicznych z wymaganiami ustawowymi. W zależności od zakresu uprawnienia i specyfiki komponentów, kontrola obejmuje także na poddostawców objętych systemem jakości zakładu.

Inspekcja realizowana jest przez komisję powołaną wśród ekspertów technicznych UDT posiadających wiedzę i doświadczenie w danej specjalności. Po zakończeniu inspekcji sporządzana jest notatka, a następnie opracowywany jest szczegółowy raport zawierający prozycję zakresu i warunków uprawnienia.

Na podstawie raportu UDT wydaje decyzję administracyjną o nadaniu uprawnienia, które określa m.in. rodzaj urządzeń, stosowane technologie, wymagania jakościowe oraz obowiązki w zakresie kontroli jakości. Uprawnienie jest bezterminowe. Co 3 lata przeprowadzana jest inspekcja okresowa, której celem jest potwierdzenie utrzymania zgodności z pierwotnymi wymaganiami. UDT informuje zakład o zbliżającym się terminie inspekcji nie później niż 6 miesięcy przed upływem ważności uprawnienia.



W przypadku zamiaru rozszerzenia lub zmiany zakresu działalności, zakład zobowiązany jest do uzyskania decyzji o zmianie uprawnienia. Wymaga to przedłożenia zmodyfikowanej dokumentacji systemu zarządzania jakością wraz z analizą wpływu zmian na realizowane procesy.



The regulation also clarifies that the scope of inspection includes supporting and structural elements, important to safety instrumentation and control systems, as well as monitoring and control systems associated with this equipment. This means that technical inspection is not limited to the inspection of primary systems, but also encompasses the entire supporting infrastructure essential to the safe operation of a nuclear facility.

In practical terms, the obligations arising from this regulation have a significant impact across all stages of the nuclear facility lifecycle – from design and construction, through operation, to decommissioning. The regulation, which entered into force on 6 February 2014, has since become a cornerstone of the technical inspection framework for equipment used in nuclear power plants in Poland.

### Plant Authorization – The UDT Approach

The evaluation of quality assurance (QA) systems in the context of the nuclear energy sector is an exceptionally complex and demanding process, with a direct impact on the safety and reliability of nuclear facility operations. Nuclear projects are characterized by a high degree of technological and organizational complexity, and their implementation involves a wide range of stakeholders – including suppliers, subcontractors, operators, and regulatory authorities – often operating within diverse regulatory environments.

The process of applying for an approval to manufacture, repair or modernize technical equipment, particularly for the nuclear sector, is of strategic importance. The entire procedure is based on the provisions of quality and technical standards or codes, according to which the plant must meet stringent organisational, technological and personnel requirements, as well as demonstrate the effectiveness of the quality management system implemented.

The process begins with the submission of an application to the Office of Technical Inspection (UDT), accompanied by documentation that includes, among others, a description of the production technologies, the

equipment used, the organisational structure, and the quality procedures in place. Particular attention is given to the qualifications of personnel, the certified welding technologies held, and the conformity of the quality system with the requirements set out in Section 9(2) of the aforementioned Act. Documentation may be submitted in Polish and English.

Following a positive review of the submitted documentation, the Office of Technical Inspection conducts an on-site inspection of the plant – at all locations where the processes covered by the application are carried out. The purpose of the inspection (UDT) is to verify compliance of the implemented organisational and technical solutions with statutory requirements. Depending on the scope of the approval and the nature of the elements involved, the inspection may also extend to sub-suppliers operating within the plant's quality system.

The inspection is carried out by a commission appointed from among the technical experts of the UDT with knowledge and experience in the relevant specialisation. Upon completion of the inspection, a note is drawn up and a detailed report is prepared, including a proposal for the scope and conditions of the authorisation.

Based on this report, the UDT issues an administrative decision granting the approval. The decision specifies, among other things, the type of equipment, the approved technologies, the applicable quality requirements, and the associated quality control obligations. The approval is valid indefinitely. Every 3 years a periodic inspection is conducted to verify continued compliance with the original requirements. The Division for Authorisations (DDA) shall notify the plant of the scheduled inspection date no later than six months prior to the expiry of the approval.

If the plant intends to expand or modify the scope of its operations, it must obtain a formal decision to amend the authorisation. This requires the submission of updated quality management system documentation, including an analysis of the impact of the proposed changes on existing processes.

System jakości zakładu musi w sposób przejrzysty i jednoznaczny opisywać strukturę organizacyjną, kompetencje personelu, przebieg procesów technologicznych oraz środków kontroli jakości. Powinien także zawierać wyraźnie zdefiniowane odpowiedzialności, wymagania kompetencyjne i sposób ich weryfikacji oraz określać sposób monitorowania, nadzoru i doskonalenia systemu. Istotne jest również wskazanie poddostawców oraz warunków nadzoru nad ich działalnością w ramach całościowego systemu QA zakładu głównego [4].

#### Przykładowy zestaw dokumentów do inspekcji zakładu w obszarze energetyki jądrowej.

##### 1. Dokumenty ogólne

- ▶ Wniosek o nadanie uprawnienia
- ▶ Opis struktury organizacyjnej
- ▶ Polityka jakości zakładu

##### 2. System zarządzania jakością (QA)

- ▶ Księga jakości
- ▶ Procedury i instrukcje systemowe
- ▶ Procedury operacyjne opisujące realizację procesów objętych wnioskiem
- ▶ Plan zapewnienia jakości (QAP)
- ▶ Plan kontroli i badań (ITP)
- ▶ Lista stosowanych norm i przepisów technicznych

##### 3. Technologia i wyposażenie

- ▶ Opis technologii wytwarzania, naprawy i modernizacji
- ▶ Wykaz maszyn i urządzeń
- ▶ Instrukcje obsługi, przeglądów i kalibracji urządzeń pomiarowych

##### 4. Personel i kompetencje

- ▶ Wykaz personelu kluczowego (w tym kierownik jakości, kierownik produkcji, operatorzy procesów specjalnych)
- ▶ Dokumenty potwierdzające kwalifikacje
- ▶ Certyfikaty personelu NDT
- ▶ Uprawnienia technologów, kontrolerów, audytorów wewnętrznych

##### 5. Kwalifikacje technologii

- ▶ Zatwierdzone WPS
- ▶ Protokoły kwalifikacji technologii (WPQR)

##### 6. Nadzór nad dostawcami

- ▶ Wykaz dostawców i podwykonawców objętych systemem QA
- ▶ Procedury nadzoru nad dostawcami
- ▶ Dokumenty zawierające wymagania jakościowe
- ▶ Kwalifikacje i audyty dostawców

##### 7. Rejestry i zapisy

- ▶ Rejestr niezgodności i działań korygujących
- ▶ Wyniki audytów wewnętrznych
- ▶ Zapisy z przeglądów zarządzania
- ▶ Zapisy z realizowanych projektów

Ten zestaw może być rozszerzany lub modyfikowany w zależności od:

- ▶ zakresu wnioskowanego uprawnienia
- ▶ rodzaju komponentów
- ▶ rodzaju technologii.

#### Standardy jądrowe w praktyce zakładu produkcyjnego

W sektorze jądrowym wymagania jakościowe stawiane zakładom ubiegającym się o uprawnienie do wytwarzania komponentów technicznych są znacznie bardziej rygorystyczne niż w innych branżach przemysłu. Wynika to z konieczności zapewnienia maksymalnego poziomu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, co przekłada się na konieczność wdrożenia specjalistycznych systemów zarządzania jakością, w pełni dostosowanych do specyfiki projektów jądrowych.

Jednym z najistotniejszych dokumentów w tym zakresie jest norma ASME NQA-1 (Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications), która opisuje wymagania dla zapewnienia jakości w projektowaniu, produkcji, inspekcji i eksploatacji urządzeń jądrowych. W przypadku realizacji projektów jądrowych w Polsce, często wymaga się zgodności z tą normą, szczególnie przy współpracy z zagranicznymi kontrahentami lub inwestorami. Standard NQA-1 nakłada na organizację realizującą projekty jądrowe obowiązek stosowania spójnego i udokumentowanego programu zarządzania jakością, który obejmuje wszystkie fazy cyklu życia obiektu jądrowego oraz wszystkie podmioty uczestniczące w jego realizacji. Dokumentacja i procedury muszą nie tylko odzwierciedlać zgodność z wymaganiami normatywnymi, ale również być podstawą do weryfikacji, audytów, zarządzania ryzykiem oraz ciągłego doskonalenia.

Zgodnie z wymaganiami NQA-1, każda organizacja uczestnicząca w realizacji projektu jądrowego zobowiązana jest do opracowania i wdrożenia formalnego programu zapewnienia jakości. Dokument ten powinien jasno definiować:

- ▶ strukturę organizacyjną oraz zakres odpowiedzialności w obszarze zapewnienia jakości,
- ▶ przyjęte standardy, polityki i procedury jakościowe,
- ▶ podejście do nadzoru nad dostawcami, audytów, inspekcji i działań naprawczych,
- ▶ metody zarządzania dokumentacją i zapisami dotyczącymi jakości.

Alternatywą lub uzupełnieniem bywa międzynarodowa norma ISO 19443, która zawiera wymagania dotyczące systemu zarządzania jakością dla organizacji będących częścią łańcucha dostaw przemysłu jądrowego, z uwzględnieniem specyfiki normy ISO 9001.

Ponadto zakłady muszą spełnić wymagania dotyczące kwalifikowania technologii, muszą posiadać certyfikaty dla personelu wykonującego prace przy procesach specjalnych – mowa jest np. o spawaczach, operatorach obróbki plastycznej, cieplnej i operatorach badań nieniszczących. Wymagane są także udokumentowane procedury jakości, w tym plan kontroli i badań, instrukcje produkcyjne, rejestry materiałowe i śledzenie pełnej genyzy komponentów (tzw. traceability).

Dodatkowo zgodność z normami powinna być potwierdzana przez niezależne audyty wewnętrzne oraz – w wielu przypadkach – przez audyty kwalifikujące ze strony klienta lub jednostki dozoru technicznego [5].

#### Najwyższe standardy techniczne

Bezpieczeństwo i jakość w energetyce jądrowej zaczynają się na etapie wytwarzania. Każdy zakład, który chce być częścią łańcucha dostaw dla sektora jądrowego, musi spełnić najwyższe standardy techniczne, organizacyjne i jakościowe, potwierdzone decyzją o uprawnieniu wydaną przez Urząd Dozoru Technicznego. Proces ten, choć złożony, ma kluczowe znaczenie dla zapewnienia zgodności z wymaganiami prawa, norm międzynarodowych oraz oczekiwań inwestorów i operatorów obiektów jądrowych.

Zarówno system zarządzania jakością, jak i przygotowana dokumentacja, kwalifikacje personelu czy nadzór nad dostawcami muszą być spójne i przejrzyste. To właśnie konsekwentne wdrażanie wymagań stawianych przez UDT buduje zaufanie do polskiego przemysłu w nowoczesnym, odpowiedzialnym modelu energetycznym, w którym energia jądrowa ma coraz większe znaczenie.

Literatura:

1. IAEA, Nuclear Energy for a NET Zero World, 2022
2. Ustawa z dnia 21 grudnia 2000r. o dozorcze technicznym
3. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2013r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz.U. 20214 poz.11)
4. Procedura wewnętrzna DT-1/21/EJ
5. ASME NQA-1 (Quality assurance Requirements for Nuclear Facility Applications)

#### Example Set of Required Documents for Nuclear Plant Inspection

##### 1. General Documents

- ▶ Application for approval
- ▶ Description of organisational structure
- ▶ Facility quality policy

##### 2. Quality Management System (QA)

- ▶ Quality Manual
- ▶ Procedures and system instructions
- ▶ Operational procedures describing the implementation of the processes covered by the application
- ▶ Quality Assurance Plan (QAP)
- ▶ Inspection and Testing Plan (ITP)
- ▶ List of applicable standards and technical regulations

##### 3. Technology and Equipment

- ▶ Description of manufacturing, repair and upgrading technology
- ▶ List of machinery and equipment
- ▶ Operating, maintenance, and calibration instructions for measuring equipment

##### 4. Personnel and Competences

- ▶ List of key personnel (including Quality Manager, Production Manager, and special process operators)
- ▶ Documents confirming personnel qualifications
- ▶ Certificates of qualification for Non-Destructive Testing (NDT) personnel
- ▶ Qualifications of technologists, controllers, internal auditors

##### 5. Qualifications of Technologists

- ▶ Approved Welding Procedure Specifications (WPS)
- ▶ Welding Procedure Qualification Records (WPQR)

##### 6. Inspection of Suppliers

- ▶ List of suppliers and subcontractors covered by the QA system
- ▶ Supplier surveillance procedures
- ▶ Documentation containing quality requirements
- ▶ Supplier qualification records and audit reports

##### 7. Registers and Records

- ▶ Register of non-conformities and corrective actions
- ▶ Internal audit results
- ▶ Records of management reviews
- ▶ Documentation related to ongoing projects

This set may be expanded or adapted depending on:

- ▶ the scope of the authority requested
- ▶ the type of elements involved
- ▶ the type of technology used.

The plant's quality system must clearly and unambiguously describe the organisational structure, staff competence, process flow and quality control measures. It should also define roles and responsibilities, specify competence requirements and their verification methods, and outline procedures for monitoring, inspection, and continuous improvement. Additionally, the documentation must identify sub-suppliers and set out the conditions for supervising their activities within the plant's overall quality assurance system [4].

#### Nuclear Standards in Plant Practice

In the nuclear energy sector, the quality requirements for plants seeking approval to manufacture technical elements are significantly more stringent than in other industries. This is due to the imperative to ensure the highest level of nuclear safety and radiological protection, which necessitates the implementation of specialised quality management systems fully tailored to the specific nature of nuclear projects.

One of the most important standards in this context is ASME NQA-1 (Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications), which sets out quality assurance requirements for the design, manufacture, inspection, and operation of nuclear facilities. Compliance with this standard is frequently required when implementing nuclear projects in Poland, especially in cooperation with foreign contractors or investors. NQA-1 mandates that organisations involved in nuclear projects establish a comprehensive and fully documented quality management programme, covering all phases of the facility life cycle and all participating entities. The documentation and procedures must demonstrate not only compliance with normative requirements but also provide a foundation for verification, audits, risk management, and continuous improvement.

Each organisation engaged in a nuclear project must develop and implement a formal Quality Assurance Programme in accordance with the requirements of NQA-1. This programme should clearly define:

- ▶ the organisational structure and responsibilities related to quality assurance,
- ▶ the adopted quality standards, policies and procedures,
- ▶ methods for supplier oversight, audits, inspections and corrective actions,
- ▶ procedures for managing quality documentation and records.

As an alternative or complementary approach, the international standard ISO 19443 is sometimes used. This standard outlines quality management system requirements for organisations within the nuclear supply chain and builds upon the structure of ISO 9001, with adaptations specific to nuclear sector needs.

In addition, plants must meet strict requirements for the qualification of welding technologies and must ensure certification of personnel engaged in special processes, specifically i.a. welders, plastic forming, heat treatment operators and non-destructive examination (NDE) operators. Documented quality procedures are also mandatory, including inspection and test plans, production instructions, material traceability records, and full element history (traceability).

Furthermore, compliance with applicable standards must be confirmed through independent internal audits and, in many cases, qualification audits conducted by the customer or the relevant technical inspection authority [5].

#### Highest Technical Standards

Safety and quality in the nuclear power industry begin at the manufacturing stage. Any entity wishing to become part of the nuclear supply chain must meet the highest technical, organisational, and quality standards—confirmed through an approval decision issued by the Office of Technical Inspection (UDT). This process, although complex, is essential to ensuring compliance with legal requirements, international standards, and the expectations of investors and nuclear facility operators.

Every aspect - from the quality management system and supporting documentation to personnel qualifications and supplier oversight - must be coherent, well-documented, and transparent. It is the consistent implementation of the requirements set by the Office of Technical Inspection (UDT) that fosters confidence in the Polish industrial sector as part of a modern and responsible energy model in which nuclear power plays an increasingly important role.

References:

1. IAEA, Nuclear Energy for a NET Zero World, 2022
2. Act of 21 December 2000 on Technical Inspection
3. Regulation of the Council of Ministers of 17 December 2013 the Types of Technical Equipment Subject to Technical Inspection in a Nuclear Power Plant (Journal of Laws 2021, item 11)
4. Internal Procedure DT-1/21/EJ
5. ASME NQA-1 (Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications)



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
RAFAŁ MRÓZ**

Główny Specjalista  
ds. Oceny Zgodności  
Oddział w Katowicach  
Urząd Dozoru Technicznego

Chief Specialist  
Conformity Assessment  
Katowice Branch Office  
Office of Technical Inspection (UDT)

# Energetyka jądrowa – uzgadnianie dokumentacji



# Nuclear Energy – Documentation Approval

What is the role of the Office of Technical Inspection (UDT) in the approval of documentation in the nuclear energy sector?  
What equipment in a nuclear power plant is subject to technical inspection?

Jaka jest rola UDT w uzgadnianiu dokumentacji w energetyce jądrowej?  
Jakie urządzenia podlegają pod dozór techniczny w elektrowni jądrowej?

**Transformacja energetyczna ma na celu przede wszystkim zmniejszenie emisji dwutlenku węgla oraz poprawę jakości powietrza. W szerszej perspektywie wiąże się to z rozwojem nowych technologii oraz koniecznością pozyskiwania źródeł energii alternatywnych do tych, opartych na spalaniu paliw kopalnych. Szeroko upowszechniające się instalacje i mikroinstalacje fotowoltaiczne, w połączeniu z turbinami wiatrowymi, coraz częściej przejmują znaczącą rolę w krajowym miksie energetycznym. Nie ulega jednak wątpliwości, że są to źródła o identyfikowanych ograniczeniach zdolności wytwarzania energii, wynikających z cyklu dobowego lub zależne od zmiennych czynników atmosferycznych.**

System energetyczny wymaga uzupełnienia o jednostki wytwórcze, których praca jest sterowalna, przewidywalna i dostępna w przypadku zwiększonego zapotrzebowania energetycznego. Dobrym przykładem takich jednostek są bloki CCGT (ang. Combined Cycle Gas Turbine) – układy zbudowane z turbiny gazowej wraz z generatorem oraz turbozespołu zasilanego parą wodną pozyskiwaną z wykorzystaniem ciepła spalin z turbiny gazowej. Bloki CCGT nie spełniają jednak oczekiwań związanych ze znacznym ograniczeniem emisji dwutlenku węgla.



**Spośród wachlarza dostępnych technologii wytwarzania energii na masową skalę oczekiwania te jest w stanie zrealizować energetyka jądrowa, w której ciepło konieczne do odparowania wody i zasilania turbozespołu pozyskiwane jest bez emisji spalin.**

**Energetyka jądrowa w Polsce jest regulowana przepisami ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (tj. Dz.U. z 2024 r., poz. 1277, 1897, 1907) [1].**

Ustawa szczegółowo określa zasady prowadzenia działalności związanej z pokojowym wykorzystaniem energii jądrowej, w tym z rzeczywistym i potencjalnym narażeniem na promieniowanie jonizujące pochodzące ze sztucznych źródeł promieniotwórczych, materiałów jądrowych, urządzeń wytwarzających promieniowanie oraz z wypalonego paliwa jądrowego.

Regulacje zawarte w ustawie obejmują również:

- ▶ obowiązki kierownika jednostki organizacyjnej prowadzącej taką działalność (dalej: operatora),
- ▶ kompetencje organów właściwych w sprawach bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej,
- ▶ zasady odpowiedzialności cywilnej za szkody jądrowe,
- ▶ sposób realizacji zobowiązań międzynarodowych.

## System kontroli, nadzoru i współpraca

Zgodnie z ustawą Prawo atomowe, organami właściwymi w zakresie bezpieczeństwa jądrowego elektrowni jądrowej są:

- ▶ naczelny organ dozoru jądrowego, którym w Polsce jest Prezes Państwowej Agencji Atomistyki (PAA),
- ▶ inspektorzy dozoru jądrowego, powoływani przez Prezesa PAA.

W ramach realizacji ustawowych zadań, Prezes PAA wydaje zezwolenie na wykonywanie działalności związanej z narażeniem radiologicznym, polegającej na budowie, rozruchu, eksploatacji lub likwidacji obiektu jądrowego. W obiekcie tym, za zapewnienie bezpieczeństwa jądrowego, ochronę radiologiczną, ochronę fizyczną i zabezpieczenie materiałów jądrowych odpowiada kierownik jednostki.

W kontekście zapewnienia kompleksowego nadzoru nad bezpieczeństwem infrastruktury technicznej wykorzystywanej w energetyce jądrowej, istotne znaczenie ma współpraca Prezesa PAA z innymi organami administracji, w zakresie ich kompetencji i właściwości, w ramach systemu koordynacji kontroli i nadzoru nad obiektami jądrowymi (rys. 1).

W systemie koordynacji istotną rolę sprawuje m.in. Urząd Dozoru Technicznego (UDT). UDT nie jest bezpośrednio wskazany w ustawie jako organ dozoru jądrowego, jednak jego kompetencje w zakresie nadzoru nad urządzeniami technicznymi stanowią istotne uzupełnienie systemu bezpieczeństwa jądrowego. W szczególności dotyczy to urządzeń ciśnieniowych (w tym w obiektach krytycznej infrastruktury energetycznej) i transportu bliskiego.

**The energy transition primarily aims to reduce carbon dioxide emissions and improve air quality. In a broader perspective, this involves the development of new technologies and the need to obtain energy sources alternative to those based on the combustion of fossil fuels. Widely deployed photovoltaic installations and micro-installations, combined with wind turbines, are increasingly taking on a significant role in the national energy mix. There is, however, no doubt that these are sources with well-recognized limitations in power generation capacity, resulting from the daily cycle or dependence on variable atmospheric factors.**

The power system therefore requires supplementation with generation units whose operation is controllable, predictable, and available in the event of increased energy demand. A good example of such units are CCGT blocks (Combined Cycle Gas Turbines) – systems consisting of a gas turbine with a generator and a steam turbine unit supplied with steam obtained by using the heat from the gas turbine exhaust. However, CCGT blocks do not meet expectations regarding a significant reduction of carbon dioxide emissions.



**Among the range of technologies available for large-scale power generation, it is nuclear energy that can meet these expectations, as the heat necessary to evaporate water and supply the turbine unit is obtained without the emission of exhaust gases.**

**In Poland, nuclear energy is regulated by the Act of 29 November 2000 – Atomic Law (consolidated text: Journal of Laws of 2024, items 1277, 1897, 1907) [1].**

The Act specifies in detail the principles of conducting activities related to the peaceful use of nuclear energy, including actual and potential exposure to ionizing radiation originating from artificial radioactive sources, nuclear materials, radiation-generating equipment, and spent nuclear fuel.

The regulations contained in the Act also cover:

- ▶ the obligations of the head of an organizational unit conducting such activities (hereinafter: the operator),
- ▶ the competences of authorities responsible for nuclear safety and radiological protection,
- ▶ the principles of civil liability for nuclear damage,
- ▶ the manner of implementing international obligations.

## Inspection, Supervision and Cooperation

According to the Atomic Law, the authorities responsible for nuclear safety in a nuclear power plant are:

- ▶ the central nuclear regulatory authority, which in Poland is the President of the National Atomic Energy Agency (PAA),
- ▶ nuclear regulatory inspectors appointed by the President of the PAA.

As part of the statutory tasks, the President of the PAA issues permits for activities involving radiological exposure, including the construction, commissioning, operation, or decommissioning of a nuclear facility. In such a facility, responsibility for nuclear safety, radiological protection, physical protection, and the safeguarding of nuclear materials lies with the head of the organizational unit.

In the context of ensuring comprehensive supervision of the technical infrastructure used in nuclear energy, cooperation between the President of the PAA and other administrative authorities, within their competences and jurisdiction, plays a significant role under the coordination system of inspection and oversight over nuclear facilities (Fig. 1).

An important role in this coordination system is also played by the Office of Technical Inspection (UDT). Although UDT is not directly indicated in the Act as a nuclear regulatory authority, its competences in the supervision of technical equipment constitute a significant complement to the nuclear safety system. This applies in particular to pressure equipment (including in critical energy infrastructure facilities) and lifting/handling equipment.

**Cooperation between the nuclear regulatory authorities and the Office of Technical Inspection (UDT) is based on the exchange of information, the review of technical documentation, the joint development of procedures, and the conduct of control and inspection activities.**

In the field of reviewing technical documentation, the Office of Technical Inspection (UDT) performs the tasks specified in the Act of 21 December 2000 on Technical Inspection (Journal of Laws of 2024, item 1194) [2], with respect to technical equipment and devices subject to technical inspection as listed in the Regulation of the Council of Ministers of 17 December 2013 on the types of technical equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant (Journal of Laws of 2014, item 111) [3]. These include the equipment, systems, and components shown in Fig. 2.



Rys. 1. System koordynacji kontroli i nadzoru nad obiektami jądrowymi  
Fig. 1. Coordination system of inspection and oversight over nuclear facilities

**Współpraca organów dozoru jądrowego z UDT opiera się na wymianie informacji, opiniowaniu dokumentacji technicznej, wspólnym opracowywaniu procedur oraz prowadzeniu działań kontrolnych i inspekcyjnych.**

W zakresie opiniowania dokumentacji technicznej Urząd Dozoru Technicznego realizuje zadania określone w Ustawie z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozorcze technicznym (Dz.U. z 2024 r., poz. 1194) [2], w odniesieniu do urządzeń technicznych i urządzeń podlegających dozorowi technicznemu wyszczególnionych w Rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2013 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz.U. z 2014 r., Poz. 111) [3]. Zaliczają się do nich urządzenia, systemy i elementy wyposażenia przedstawione na rys. 2.

**Co podlega pod dozór techniczny w elektrowni jądrowej?**

- Urządzenia techniczne i urządzenia składające się na system obudowy bezpieczeństwa reaktora.
  - Ograniczające lub utrzymujące ciśnienie i temperaturę wewnątrz obudowy.
  - Ograniczające w przestrzeni obudowy stężenie substancji promieniotwórczych, wodoru, tlenu i in.
  - Odcinające niezawodnie obudowę bezpieczeństwa od otoczenia.
- Urządzenia składające się na obieg chłodzenia reaktora oraz jego systemy pomocnicze, systemy sterowania i zabezpieczeń.
  - Zbiornik reaktora, kanały ciśnieniowe i inne elementy konstrukcji reaktora.
    - Rurociągi
    - Pompy
    - Dmuchawy
    - Wymienniki ciepła
    - Zawory i zasuwy
    - Wytwornice pary wraz z systemami pomocniczymi
    - Stabilizator ciśnienia wraz z jego systemami pomocniczymi
- Urządzenia ciśnieniowe składające się na system wody zasilającej.
- Urządzenia techniczne lub urządzenia składające się na systemy sprężonego powietrza i innych gazów technicznych w pomocniczych systemach technologicznych.
- Urządzenia ciśnieniowe składające się na systemy obiegu czynnika roboczego i turbozespołów, w tym rurociągi je łączące.
- Urządzenia składające się na systemy bezpieczeństwa czynne i bierne oraz inne systemy mające istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.
  - Mowa w szczególności o systemie awaryjnego chłodzenia reaktora i systemach służących do odprowadzenia ciepła powyłłączeniowego, w tym systemach pośredniego chłodzenia oraz agregatach prądotwórczych.
- Urządzenia składające się na systemy chłodzenia, w tym system wody chłodzącej, w szczególności do chłodzenia obiegów istotnych dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz płynów na potrzeby systemów technologicznych.
  - Urządzenia ciśnieniowe w systemach gaszenia pożarów.
  - Urządzenia do napełniania i opróżniania zbiorników.

**What is subject to technical inspection in a nuclear power plant?**

- Structures, systems and components subject to technical inspection in a nuclear power plant
  - Limiting or maintaining pressure and temperature inside the containment
  - Limiting the concentration of radioactive substances, hydrogen, oxygen and others within the containment.
  - Reliably isolating the containment from the environment.
- Equipment comprising the reactor cooling circuit and its auxiliary systems, as well as control and protection systems.
  - Reactor vessel, pressure channels and other reactor structural components,
    - Piping
    - Pumps
    - Blowers
    - Heat exchangers
    - Valves and gates
  - Steam generators with auxiliary systems
  - Pressurizer with its auxiliary systems
- Pressure equipment forming the feedwater system.
- Technical equipment or equipment forming compressed air systems and other technical gas systems in auxiliary process systems.
- Pressure equipment forming the working-fluid and turbine systems, including the piping connecting them.
- Equipment forming active and passive safety systems and other systems of essential importance for ensuring nuclear safety and radiological protection.
  - This refers in particular to the emergency core cooling system and the systems used for the removal of residual heat, including intermediate cooling systems and diesel generator sets.
- Equipment comprising cooling systems, including the cooling-water system, specifically for the cooling of circuits important to ensuring nuclear safety and radiological protection, and for fluids required by process systems.
  - Pressure equipment in fire-extinguishing systems.
  - Equipment for filling and emptying tanks.
    - Atmospheric tanks and tanks with an overpressure not exceeding 0.5 bar intended for the storage of hazardous materials with toxic, corrosive or flammable properties, or for the storage of flammable liquids with a vapour pressure at 50 °C not greater than 3 bar and a flash point not higher than 61 °C.
  - Equipment forming part of heating, ventilation, and air-conditioning (HVAC) systems.
  - Equipment forming other systems containing pressurized fluids.
    - Stationary vessels for which the product of overpressure expressed in bar and capacity expressed in dm<sup>3</sup> exceeds 50, and the overpressure is greater than 0.5 bar, intended for the storage of liquids or gases or for carrying out technological processes in them.
    - Liquid and steam boilers with a capacity greater than 2 dm<sup>3</sup>, in which fluids are under an overpressure greater than 0.5 bar.
    - Portable vessels used in respiratory protective equipment.
    - Process pipelines for hazardous fluids with toxic, corrosive or flammable properties, operating at an overpressure greater than 0.5 bar and with a nominal diameter greater than DN 25, intended for:
      - compressed gases, liquefied gases, gases dissolved under pressure, steam, and those liquids for which the vapour pressure at the maximum permissible temperature is greater than 0.5 bar,
      - liquids for which the vapour pressure at the maximum permissible temperature is lower than 0.5 bar, and the product of the permissible liquid overpressure expressed in bar and the nominal diameter of the pipeline (DN) expressed in millimetres exceeds 2000.
- Portable vessels changing location between filling and emptying, with a capacity greater than 0.35 dm<sup>3</sup> and an overpressure greater than 0.5 bar, intended for the storage or transport of liquids or gases.
- Lifting and handling equipment constituting transport and process equipment for moving reactor structural components or for moving and storing nuclear fuel, together with lifting accessories and interchangeable equipment, of essential importance for ensuring nuclear safety and radiological protection, in particular refuelling or loading machines.
- Lifting and handling equipment, other than that specified in item 13, intended for moving people or loads over a limited range, together with lifting accessories and interchangeable equipment.

Fig. 2. Structures, systems, and components subject to technical inspection in a nuclear power plant [3]

Depending on the technology applied in a given facility, the equipment (Fig. 2) may fall under different legally regulated areas. The key to selecting the correct procedure is to determine whether the equipment has defined significance for nuclear safety.

1. equipment and items relevant to nuclear safety and radiological protection, including those having safety class defined,
2. devices not relevant to ensuring nuclear safety and radiological protection

Manufacturers of the latter equipment, where the applied conformity-assessment procedure so requires, cooperate with notified bodies, such as UDT-CERT Notified Body No. 1433. The procedure is illustrated schematically in Fig. 3.



Zbiorniki beczniowe i zbiorniki o nadciśnieniu nie wyższym niż 0,5 bara przeznaczone do magazynowania materiałów niebezpiecznych o właściwościach trujących, żrących, palnych lub do magazynowania materiałów ciekłych zapalnych, których prężność pary w temperaturze 50°C jest nie większa niż 3 bary, a temperatura zapłonu jest nie wyższa niż 61°C.

Urządzenia składające się na systemy grzewcze, wentylacji i klimatyzacyjne.

Urządzenia składające się na inne systemy, w których znajdują się płyny pod ciśnieniem.

Zbiorniki stałe, dla których iloczyn nadciśnienia wyrażonego w barach i pojemności wyrażonej w dm<sup>3</sup> jest większy niż 50, a nadciśnienie jest wyższe niż 0,5 bara, przeznaczone do magazynowania cieczy lub gazów albo prowadzenia w nich procesów technologicznych.

Kotły cieczowe i parowe o pojemności powyżej 2 dm<sup>3</sup>, w których znajdują się płyny pod nadciśnieniem wyższym niż 0,5 bara.

Zbiorniki przenośne stosowane w aparatach ochrony dróg oddechowych.

Rurociągi technologiczne płynów niebezpiecznych o właściwościach trujących, żrących i palnych pod nadciśnieniem wyższym niż 0,5 bara i o średnicy nominalnej większej niż DN 25, przeznaczone do:

- gazów sprężonych, gazów skroplonych, gazów rozpuszczonych pod nadciśnieniem, par oraz tych cieczy, dla których nadciśnienie pary przy najwyższej dopuszczalnej temperaturze jest wyższe niż 0,5 bara,
- cieczy, których nadciśnienie pary przy najwyższej dopuszczalnej temperaturze jest niższe niż 0,5 bara i iloczyn nadciśnienia dopuszczalnego cieczy wyrażonego w barach i średnicy nominalnej rurociągu DN wyrażonej w mm jest większy niż 2000.

Zbiorniki przenośne zmieniające miejsce między napełnieniem a opróżnieniem o pojemności większej niż 0,35 dm<sup>3</sup> i nadciśnieniu wyższym niż 0,5 bara, przeznaczone do magazynowania lub transportowania cieczy lub gazów.

Urządzenia transportu bliskiego, stanowiące wyposażenie transportowo-technologiczne do przemieszczania elementów konstrukcji reaktora lub przemieszczania i składowania paliwa jądrowego, wraz z osprzętem do podnoszenia i wyposażeniem wymiennym, mające istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w szczególności maszyny przeładownicze lub załadownicze.

Urządzenia transportu bliskiego, inne niż wymienione w pkt 13, służące do przemieszczania osób lub ładunków o ograniczonym zasięgu, wraz z osprzętem do podnoszenia i wyposażeniem wymiennym.

Rys. 2. Urządzenia, systemy i elementy wyposażenia podlegające pod dozór techniczny w elektrowni jądrowej [3]

Zależnie od technologii stosowanej w danym obiekcie, urządzenia (rys. 2) mogą podlegać różnym obszarom regulowanym prawnie. Kluczem do doboru prawidłowej metodyki postępowania jest ustalenie, czy dane urządzenie posiada określone znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

1. urządzenia mające znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w tym urządzenia posiadające klasę bezpieczeństwa,
2. urządzenia nie mające znaczenia dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej

Wytwórcy tych ostatnich urządzeń, jeśli stosowana procedura oceny zgodności tego wymaga, podejmują współpracę z jednostkami notyfikowanymi, jak np. Jednostka Notyfikowana UDT-CERT Nr 1433. Obrazowo metodyka postępowania została przedstawiona na rys. 3.

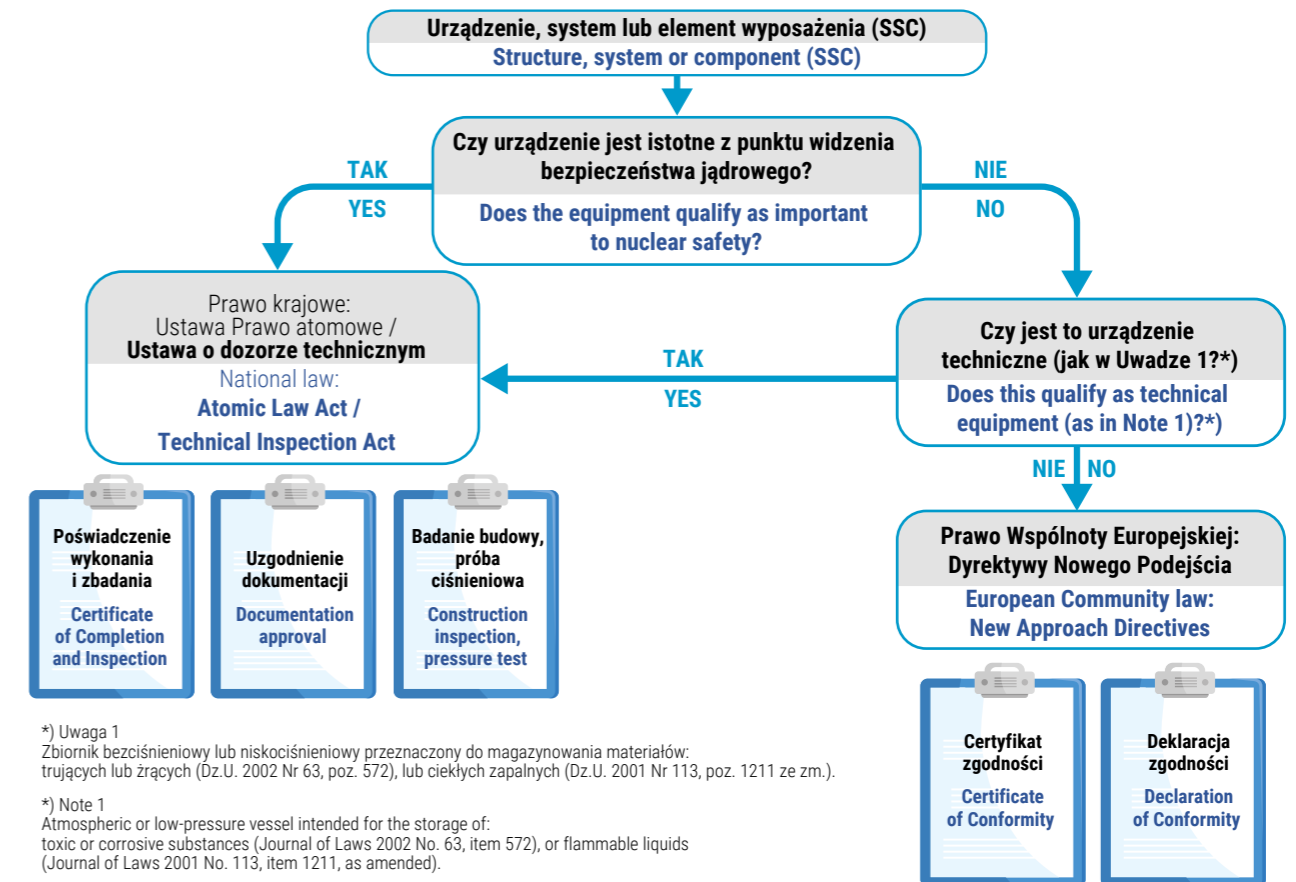
<p>Urządzenia, systemy i elementy wyposażenia, mające znaczenie dla BJIOR, mogą być wytwarzane jedynie na podstawie dokumentacji technicznej uzgodnionej z UDT [1]. Ustawowa delegacja UDT dotyczy kontroli przestrzegania warunków technicznych, określonych w rozporządzeniu ministra właściwego do spraw gospodarki surowcami energetycznymi.</p> <p>Warunki techniczne dotyczą:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>▶ projektowania,</li> <li>▶ materiałów i elementów stosowanych do wytwarzania, naprawy lub modernizacji,</li> <li>▶ wytwarzania,</li> <li>▶ eksploatacji,</li> <li>▶ naprawy i modernizacji,</li> <li>▶ likwidacji.</li> </ul>	<p>Kontrola obejmuje sprawdzenie wymagań dotyczących:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>▶ konstrukcji,</li> <li>▶ obliczeń wytrzymałościowych,</li> <li>▶ budowy,</li> <li>▶ osprzętu,</li> <li>▶ oznaczeń,</li> <li>▶ materiałów i elementów,</li> <li>▶ zakresu badań technicznych urządzeń,</li> <li>▶ materiałów i elementów,</li> <li>▶ terminów badań okresowych,</li> <li>▶ rodzaju dokumentacji niezbędnej do objęcia dozorem,</li> <li>▶ potwierdzenia kwalifikowania oraz wykonania połączeń nierozłącznych, przeróbki plastycznej i obróbki cieplnej,</li> <li>▶ kwalifikowania i wykonywania badań nieniszczących,</li> <li>▶ obsługi i konserwacji.</li> </ul>
---	--

Ocena powyższych aspektów uwzględnia stopień zagrożenia powodowany wpływem promieniowania jonizującego, związany z bezpiecznym funkcjonowaniem i eksploatacją tych urządzeń. W szczególności weryfikacji podlegają aspekty określone w Rozporządzeniu Ministra Rozwoju z dnia 20 maja 2016 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej [4], zwanym dalej rozporządzeniem w sprawie warunków technicznych.

### Warunki techniczne dozoru technicznego

**Uzgodnienie dokumentacji ma na celu potwierdzenie, że zostały spełnione warunki techniczne dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej.**

Początkiem procesu uzgadniania dokumentacji jest moment złożenia wniosku o uzgodnienie. Wniosek ten składa zainteresowana strona, którą jest podmiot, który będzie prowadził eksploatację urządzeń w bloku jądrowym. Do zgłoszenia powinna zostać dołączona dokumentacja techniczna, o której mowa w § 94 rozporządzenia [4], sporządzona w dwóch egzemplarzach w języku polskim, dwóch egzemplarzach w języku angielskim oraz w wersji elektronicznej w obu językach. Dokumentacja ta powinna zawierać informacje pozwalające na potwierdzenie zgodności z wymaganiami określonymi w warunkach technicznych dozoru technicznego, określonych w rozporządzeniu.



\*) Uwaga 1  
Zbiornik beczniowy lub niskociśnieniowy przeznaczony do magazynowania materiałów: trujących lub żrących (Dz.U. 2002 Nr 63, poz. 572), lub ciekłych zapalnych (Dz.U. 2001 Nr 113, poz. 1211 ze zm.).

\*) Note 1  
Atmospheric or low-pressure vessel intended for the storage of: toxic or corrosive substances (Journal of Laws 2002 No. 63, item 572), or flammable liquids (Journal of Laws 2001 No. 113, item 1211, as amended).

Rys. 3. Uproszczony algorytm określenia obszaru regulowanego prawnie dla urządzenia w obiekcie jądrowym w odniesieniu do urządzeń podlegających pod dozór techniczny wg rozporządzenia [3], wraz z prezentacją typowych dokumentów poświadczających zgodność z przepisami prawa

Fig. 3. Simplified algorithm for determining the legally regulated area for equipment in a nuclear facility with respect to equipment subject to technical inspection under Regulation [3], together with a presentation of typical documents certifying compliance with legal requirements

<p>Structures, systems and components having defined significance for NS&amp;RP may be manufactured only on the basis of technical documentation approved by UDT [1]. The statutory mandate of UDT covers the inspection of compliance with technical requirements laid down in a regulation of the minister competent for energy raw materials. The technical requirements concern:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>▶ design,</li> <li>▶ materials and components used for manufacture, repair or modernisation,</li> <li>▶ manufacture,</li> <li>▶ operation,</li> <li>▶ repair and modernisation,</li> <li>▶ decommissioning.</li> </ul>	<p>The inspection covers verification of requirements relating to:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>▶ design (construction),</li> <li>▶ strength calculations,</li> <li>▶ fabrication,</li> <li>▶ fittings (equipment),</li> <li>▶ markings,</li> <li>▶ materials and components,</li> <li>▶ the scope of technical tests of equipment,</li> <li>▶ materials and components,</li> <li>▶ intervals for periodic inspections,</li> <li>▶ the type of documentation required for subjecting equipment to inspection,</li> <li>▶ confirmation of qualification and execution of permanent joints, plastic working and heat treatment,</li> <li>▶ qualification and performance of non-destructive tests,</li> <li>▶ operation and maintenance.</li> </ul>
--	---

The assessment of the above aspects takes into account the degree of risk arising from ionizing radiation, associated with the safe functioning and operation of this equipment. In particular, verification covers the aspects specified in the Regulation of the Minister of Development of 20 May 2016 on the technical requirements of technical inspection for technical equipment or equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant [4], hereinafter referred to as the Regulation on Technical Requirements.

### Technical requirements for technical inspection

**The purpose of documentation approval is to confirm that the technical requirements for technical inspection, applicable to technical equipment or equipment subject to inspection in a nuclear power plant, have been met.**

The documentation approval process begins with the submission of an application for approval. The application is filed by the interested party, namely the entity that will operate the equipment in the nuclear unit. It must be accompanied by the technical documentation referred to in §94 of the Regulation [4], prepared in two copies in Polish, two copies in English, and in electronic form in both languages. This documentation should provide the information necessary to demonstrate compliance with the technical requirements for technical inspection set out in the Regulation.

Rozporządzenie w sprawie warunków technicznych [4] zawiera zbiór wymagań mających wpływ na zakres i przebieg procesu uzgadniania dokumentacji. Zespół uzgadniający w UDT, wyznaczony do przeprowadzenia uzgodnienia dokumentacji, jest odpowiedzialny za sprawdzenie dokumentacji w odniesieniu do spełnienia wymagań zawartych w poszczególnych rozdziałach rozporządzenia.

Sprawdzanie dokumentacji przez UDT realizowane jest w zakresie:

- ▶ Rozdział 1 – przepisów ogólnych.
- ▶ Rozdział 2 – ogólnych wymagań technicznych, w tym konieczność określenia wymagań technicznych, norm technicznych właściwych dla danych urządzeń oraz innych specyfikacji technicznych, w zależności od tego czy urządzenie posiada określoną klasę bezpieczeństwa.
- ▶ Rozdział 3 – materiałów i elementów stosowanych do wytwarzania, naprawy lub modernizacji urządzeń EJ, gdzie określono wymagania, jakie powinna spełniać specyfikacja techniczna materiału, podano ilościowe wymagania dotyczące zawartości niektórych pierwiastków chemicznych oraz wskazano mechanizmy degradacji, które należy uwzględnić podczas doboru materiału.
- ▶ Rozdział 4 – projektowania, gdzie podano wymagania zakresu dokumentacji projektowej, rodzaje obciążeń, które należy poddać analizie, dopuszczalne metody oceny wytrzymałości lub wymiarowania konstrukcji. Podano też szczególne, specyficzne wymagania dla niektórych urządzeń stanowiących wyposażenie elektrowni jądrowej, np. urządzeń składających się na obieg chłodzenia reaktora.
- ▶ Rozdział 5 – wytwarzania, gdzie podano ramowe wymagania.
- ▶ Rozdział 6 – osprzętu, gdzie wskazano wymagany osprzęt oraz zdefiniowano rodzaje osprzętu zabezpieczającego.
- ▶ Rozdział 7 – oznaczenia, gdzie podano wymagane minimalne oznaczenie z uwzględnieniem rodzaju urządzenia.
- ▶ Rozdział 8 – dokumentacji technicznej, gdzie podano wymagania dotyczące zawartości dokumentacji na etapie projektowania, w tym m.in. wymagania dotyczące zawartości rysunku zestawieniowego.
- ▶ Rozdział 9 – eksploatacji, napraw i modernizacji, podane tu wymagania powinny zostać odpowiednio wprowadzone do instrukcji eksploatacji.
- ▶ Rozdział 10 – likwidacji.
- ▶ Rozdział 11 – zakresu i rodzaju czynności dozoru technicznego, gdzie opisano m.in. zakres wymaganej dokumentacji do rejestracji urządzenia oraz rodzaje badań, którym podlega urządzenie.

### Uzgadnianie dokumentacji urządzeń EJ

**Procedura uzgodnienia dokumentacji w UDT może być przeprowadzana w formie częściowej, etapowej lub pełnej.**

**Uzgodnienie częściowe** dotyczy określonego przez projektanta dokumentu lub zestawu dokumentów stanowiących fragment spójnej dokumentacji lub fragment etapu.

**Uzgodnienie etapowe** dotyczy możliwych do wydzielenia etapów wytwarzania, np. wytwarzania jednego z elementów urządzenia. Dokumentacja przedłożona do zatwierdzenia powinna zawierać zapisy niezbędne do wytworzenia przedmiotowego elementu. Przykładowy podział uzgodnienia dokumentacji technicznej urządzenia na etapy może wyglądać następująco:

- I. Dokumentami tymi dla **etapu pierwszego**, związanego z wytworzeniem części ciśnieniowej urządzenia podlegającego ocenie, są:
  - ▶ normy i specyfikacje techniczne,
  - ▶ rysunki konstrukcyjne,
  - ▶ obliczenia wytrzymałościowe,
  - ▶ technologie stosowane podczas wytwarzania – przeróbki plastycznej, spawania, zgrzewania, obróbki cieplnej, rozciągania rur w dnach sitowych itp.
- II. **Drugim etapem** może być uzgodnienie wyposażenia urządzenia w osprzęt zabezpieczający i ciśnieniowy. Osprzętem zabezpieczającym mogą być zawory bezpieczeństwa lub inne urządzenia bezpieczeństwa, np. zawory lub

plytki bezpieczeństwa itp. Osprzęt ciśnieniowy to z kolei wszelkiego rodzaju zawory, filtry, kompensatory itp.

III. **W trzecim etapie** uzgodnieniu podlega wyposażenie urządzenia w układ zabezpieczający i układ sterowania. Jest to zatem postępowanie związane z układami automatyki, obejmującymi elementy pomiarowe, elementy wykonawcze oraz sterownik wraz z jego logiką.

Poszczególne składniki uzgodnienia etapowego mogą być przedmiotem uzgodnienia częściowego. I tak, dla pierwszego etapu, w uzgodnieniu częściowym ocenie mogą podlegać – przykładowo – wyłącznie rysunki konstrukcyjne i obliczenia wytrzymałościowe. Po zebraniu uzgodnień częściowych, zawierających wszystkie wymagane dokumenty w zakresie uzgodnienia etapowego, następuje uzgodnienie etapu. Zakończenie uzgodnienia etapowego stanowi podstawę do rozpoczęcia wytwarzania urządzenia objętego tym etapem uzgodnienia.

**Uzgodnienie pełne** dotyczy całości urządzenia i obejmuje pełen zakres dokumentacji objętej uzgodnieniami etapowymi.

Dokumentem końcowym w procesie uzgadniania dokumentacji jest sprawozdanie z uzgadniania dokumentacji urządzeń EJ.

Sprawozdanie zawiera:

- ▶ dane wnioskującego,
- ▶ zakres uzgodnienia,
- ▶ nazwę urządzenia i podstawowe dane techniczne,
- ▶ oznaczenie projektującego, wytwarzającego i eksploatującego,
- ▶ wymagania odniesienia, w oparciu o które przeprowadzono uzgadnianie,
- ▶ wykaz składników dokumentacji przedłożonej do uzgadniania,
- ▶ informacje uzupełniające, zawierające m.in. klauzule dotyczące warunków utrzymania ważności uzgodnienia lub uwagi zespołu uzgadniającego,
- ▶ oznaczenie osób dokonujących uzgodnienia dokumentacji oraz osoby zatwierdzającej.

W przypadku wprowadzenia zmian w uzgodnionej dokumentacji może być wymagane uzgodnienie w zakresie zmian. Proces uzgodnienia prowadzony jest w takim przypadku z uwzględnieniem zrewidowanych dokumentów, a po ich zatwierdzeniu wystawiane jest nowe sprawozdanie z uzgodnienia dokumentacji, zawierające odniesienie do wszystkich dokumentów będących przedmiotem uzgodnienia.

### Podsumowanie

Bezpieczeństwo urządzeń elektrowni jądrowej leży w szeroko pojętym interesie społecznym. Regulator rynku, którym jest Prezes Państwowej Agencji Atomistyki, przed wydaniem zezwolenia na prowadzenie działalności związanej z narażeniem radiologicznym, zasięga opinii Urzędu Dozoru Technicznego. Zakres tej opinii dotyczy bezpieczeństwa eksploatacji urządzeń technicznych i urządzeń stanowiących wyposażenie bloku jądrowego. Czynności Urzędu Dozoru Technicznego obejmują m.in. uzgodnienie dokumentacji urządzeń, w wyniku którego regulator rynku upewnia się, a zatem może zagwarantować społeczeństwu, że przyjęte rozwiązania gwarantują integralność urządzeń w warunkach roboczych.

Literatura:

1. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe (tekst jednolity Dz.U. z 2024 r., poz. 1277, 1897, 1907).
2. Ustawa z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozorcze technicznym (tekst jednolity Dz.U. z 2024 r., poz. 1194).
3. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2013 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz.U. z 2014 r., poz. 111).
4. Rozporządzenie Ministra Rozwoju z dnia 20 maja 2016 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz.U. z 2016 r., poz. 909).

The Regulation on Technical Requirements [4] specifies the provisions that determine the scope and course of the documentation approval process. The approval team at UDT, designated to carry out the documentation approval, is responsible for reviewing the documentation with respect to compliance with the requirements contained in the individual chapters of the Regulation.

The inspection of documentation by UDT covers the following areas:

- ▶ Chapter 1 – General provisions.
- ▶ Chapter 2 – General technical requirements, including the need to determine technical requirements, technical standards appropriate for given devices and other technical specifications, depending on whether the device has a specific safety class.
- ▶ Chapter 3 – Materials and components used in the manufacture, repair or modernisation of nuclear power plant equipment, specifying the conditions that technical material specifications must meet, the quantitative limits for certain chemical elements, and the degradation mechanisms to be considered when selecting materials.
- ▶ Chapter 4 – Design, detailing the scope of design documentation, the types of loads to be analysed, the permissible methods of stress assessment and structural dimensioning, as well as specific requirements for certain types of nuclear power plant equipment, such as reactor cooling system components.
- ▶ Chapter 5 – Manufacture, setting out the general requirements.
- ▶ Chapter 6 – Fittings, defining the required fittings and the types of safety fittings.
- ▶ Chapter 7 – Markings, establishing the minimum marking requirements, depending on the type of equipment.
- ▶ Chapter 8 – Technical documentation, outlining the required content of documentation at the design stage, including, for example, the requirements for the general assembly drawing.
- ▶ Chapter 9 – Operation, repair and modernisation, whose requirements must be appropriately incorporated into the operating instructions.
- ▶ Chapter 10 – Decommissioning.
- ▶ Chapter 11 – Scope and types of technical inspection activities, describing, among other things, the documentation required for equipment registration and the categories of tests to which the equipment is subject.

### Documentation approval for nuclear power plant equipment

**The documentation approval procedure at UDT may be carried out in a partial, staged or full form.**

**Partial approval** concerns a document or set of documents specified by the designer that form a part of coherent documentation or a fragment of a staged approval.

**Staged approval** applies to separable stages of manufacture, e.g. the manufacture of one element of the equipment. The documentation submitted for approval must include the records necessary to manufacture the given element. An example division of the technical documentation approval process into stages may look as follows:

- I. In **Stage 1**, related to the manufacture of the pressure part of the equipment under assessment, the relevant documents include:
  - ▶ standards and technical specifications,
  - ▶ design drawings;
  - ▶ strength calculations,
  - ▶ technologies applied during manufacture, such as plastic working, welding, brazing, heat treatment, tube expansion in tube sheets, etc.
- II. In **Stage 2**, approval may involve the equipment's safety and pressure fittings. Safety fittings may include safety valves or other safety devices such as safety valves or rupture disks etc.. Pressure fittings include various types of

valves, filters, expansion joints, etc

III. In **Stage 3**, approval covers the equipment's safety and control systems. This concerns automation systems, comprising measuring elements, actuators, and the controller with its logic.

The individual components of a staged approval may themselves be subject to partial approval. For example, in the first stage, only the design drawings and strength calculations may be assessed as part of a partial approval. Once all partial approvals covering the required documentation within a given stage have been obtained, the stage is approved. Completion of a staged approval constitutes the basis for commencing the manufacture of the equipment covered by that stage of the approval..

**Full approval** applies to the entire item of equipment and covers the full scope of documentation that would otherwise be addressed under staged approvals.

The final document in the documentation approval process is the report on the approval of documentation for nuclear power plant equipment.

The report contains:

- ▶ data of the applicant,
- ▶ the scope of the approval,
- ▶ the name of the equipment and basic technical data,
- ▶ identification of the designer, manufacturer and operator,
- ▶ reference requirements on the basis of which the approval was carried out,
- ▶ a list of the documentation components submitted for approval,
- ▶ supplementary information, including, among others, clauses on conditions for maintaining the validity of the approval or remarks of the approval team,
- ▶ the identification of the persons carrying out the approval and the person authorising it.

In the event of changes to the approved documentation, a re-approval may be required in the scope of changes. In such a case, the approval process is conducted on the basis of the revised documents, and once they have been approved, a new report on documentation approval is issued, containing references to all the documents subject to approval.

### Summary

Ensuring the safety of nuclear power plant equipment is a matter of vital public interest. Before granting a licence to carry out activities involving radiological exposure, the President of the National Atomic Energy Agency (PAA) consults the Office of Technical Inspection (UDT). This opinion focuses on the operational safety of technical equipment and systems that form part of the nuclear unit. Among the responsibilities of the Office of Technical Inspection is the approval of equipment documentation. Through this process, the regulator gains assurance - and can in turn provide society with confidence - that the adopted technical solutions guarantee the integrity of the equipment under operating conditions.

References:

1. Act of 29 November 2000 - Atomic Law (consolidated text: Journal of Laws of 2024, items 1277, 1897, 1907).
2. Act of 21 December 2000 on Technical Inspection (consolidated text: Journal of Laws of 2024, item 1194)
3. Regulation of the Council of Ministers of 17 December 2013 on the types of technical equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant (Journal of Laws of 2014, item 111).
4. Regulation of the Minister of Development of 20 May 2016 on the technical requirements for technical inspection of technical equipment or equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant (Journal of Laws of 2016, item 909).

# Wytwarzanie urządzeń w zakresie I&C dla elektrowni jądrowych

# Manufacturing of I&C Equipment for Nuclear Power Plants



**DR INŻ. (PhD Eng.)  
MARCIN WOŁĘJKO**

Ekspert ds. Rozwoju Energetyki Jądrowej  
Departament Innowacji i Rozwoju  
Urząd Dozoru Technicznego

Nuclear Energy Development Expert  
Department of Innovation and Development  
Office of Technical Inspection (UDT)



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
ADAM KOWALEWSKI**

Starszy Specjalista Urządzeń Transportu Bliskiego  
Dział Oceny Zgodności  
Oddział we Wrocławiu  
Urząd Dozoru Technicznego

Overhead Lifting Equipment  
Senior Specialist  
Wrocław Branch Office  
Office of Technical Inspection (UDT)



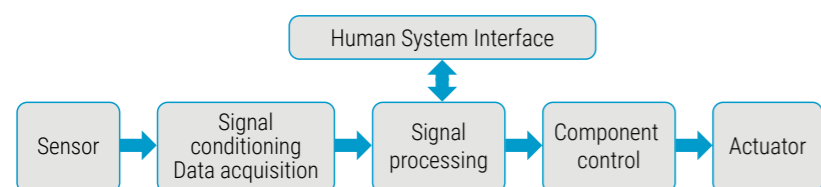
**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
PRZEMYSŁAW KAMIŃSKI**

Kierownik Działu Technicznego  
Oddział w Płocku  
Urząd Dozoru Technicznego

Head of the Technical Department  
Plock Branch Office  
Office of Technical Inspection (UDT)



Urządzenia sterowania i kontroli w technologii procesowej pojawiły się w latach 50. XX wieku. Od tego czasu nastąpił ogromny postęp w elektronice oraz oprogramowaniu I&C.



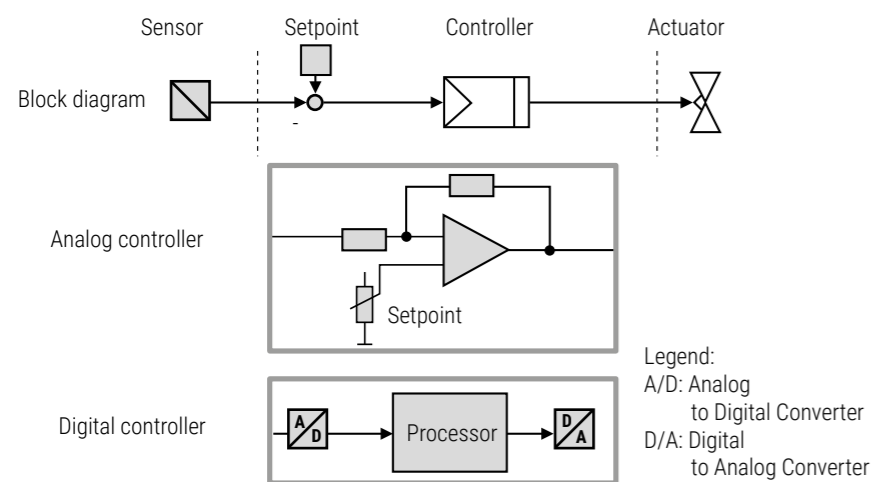
Rys. 1. Schemat blokowy typowej funkcji automatyki (I&C) [12]  
Fig. 1. Block diagram of a typical I&C function [12]

► Systemy wypełniające funkcje bezpieczeństwa jądrowego powinny być tak zaprojektowane, żeby nie było konieczne podejmowanie czynności przez operatora w czasie do 30 minut po wystąpieniu postulowanego zdarzenia inicjującego.

► System bezpieczeństwa powinien mieć priorytet nad systemem sterowania, a także automatycznie uruchamiać systemy niezbędne do osiągnięcia i utrzymania stanu bezpiecznego wyłączenia.

► System zabezpieczeń musi być tak zaprojektowany, żeby żadne pojedyncze uszkodzenie nie spowodowało utraty funkcji bezpieczeństwa, a w przypadku wyłączenia z pracy dowolnego elementu nie spowoduje to utraty niezbędnego minimum redundancji.

**Zastosowanie układów cyfrowych spowodowało wzrost ilości oprogramowania, które staje się obecnie również w pomniejszych komponentach sterowania, tj. przetworniki, kontrolery, pozycjonery itp.**



Rys. 2. Podsystem logiczny w technologii analogowej versus cyfrowej [12]  
Fig. 2. Analog versus digital I&C systems [12]

Instrumentation and Control (I&C) systems in process technology emerged in the 1950s. Since then, there has been tremendous progress in both I&C hardware and software.

► Systems important to nuclear safety must be designed in such a way that operator action is not required for at least 30 minutes after the occurrence of a postulated initiating event.

► Safety systems must take precedence over control systems and be capable of automatically initiating the systems necessary to achieve and maintain a safe shutdown state.

► The protection system must be designed so that no single failure results in the loss of a safety function. If any component is taken out of service, this will not result in the loss of the necessary minimum redundancy.

**The increasing use of digital systems has led to a growing reliance on software, which is now also embedded in lower-level control components such as transmitters, controllers, positioners etc.**

### Trends in Automation System Development

Modern systems transmit and store increasing volumes of data, which facility operators and manufacturing managers seek to analyze to reduce component production costs and make informed decisions about system operation (e.g., energy generation). These data insights are also being used to predict component failures.

- This has led to the appearance of new solutions, such as:
- Extending calibration intervals, for instance through the use of sensors with inherently drift-free characteristics.
  - Online monitoring and calibration techniques, including cross-calibration.

Key reference documents in this domain include: ANSI/IS-67.06.01- Performance monitoring for nuclear safety-related instrument channels and IEEE 338-2006: IEEE Standard Criteria for Periodic Surveillance Testing of Nuclear Power Generating Station Safety Systems.

Data-driven analytics require significant computational capacity and often the transmission of data to cloud infrastructure with sufficient processing resources. This elevates the importance of cybersecurity in nuclear I&C systems. Accordingly, many I&C technical specifications now treat functional safety and cybersecurity as interrelated areas (e.g. IEC 62859 Nuclear power plants – Instrumentation and control systems – Requirements for coordinating safety and cybersecurity).

**During the evolution of currently used technologies, and often between their original licensing and the present day, significant changes have occurred in the [6]following areas [6]:**

- sensors and measurement systems,
- communications media and networking,
- microprocessors and other integrated circuits (ICs),
- computational platforms,
- surveillance, diagnostics, and prognostics,
- HMI (Human-Machine Interface) technologies incorporating human-system interactions,
- high-integrity software.

## Trendy w rozwoju systemów automatyki

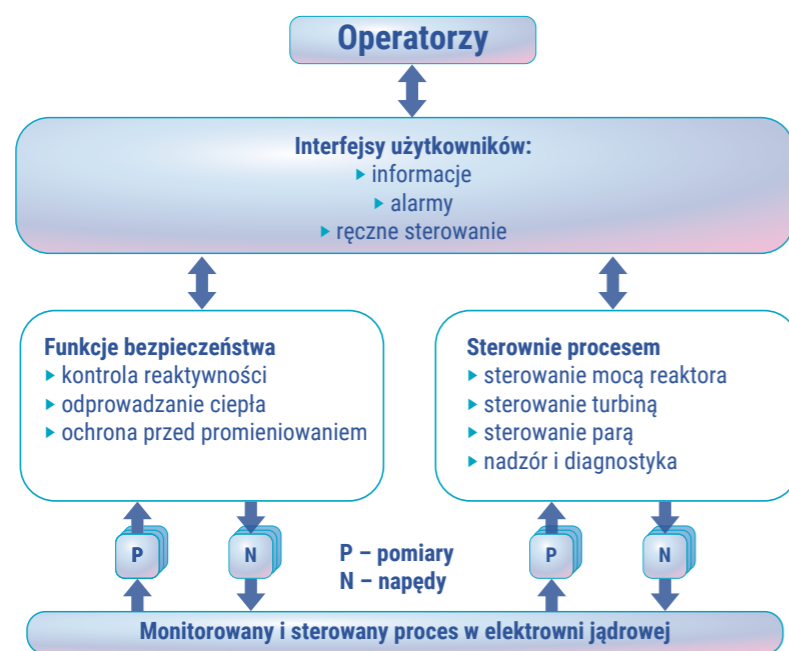
Systemy przesyłają i przechowują coraz więcej informacji, które zarządzający organizacjami chcą analizować, aby obniżyć koszty produkcji komponentów oraz/lub podejmować decyzje związane z zarządzaniem produkcją (np. energii). Informacje te są również używane do przewidywania uszkodzenia komponentów systemu.

W związku z tym pojawiają się nowe rozwiązania w tym obszarze:

- Wydłużanie terminów pomiędzy kalibracjami i weryfikacją, np. poprzez zastosowanie czujników z charakterystyką inherentnie wolną od dryftu,
- Monitoring online i metody kalibracji czujników, z wykorzystaniem m.in. kalibracji wzajemnej (cross calibration).

Ważnymi dokumentami odniesienia w tym obszarze są: ANSI/IS-67.06.01- Performance monitoring for nuclear safety-related instrument channels oraz IEEE 338-2006: IEEE Standard Criteria for Periodic Surveillance Testing of Nuclear Power Generating Station Safety Systems.

Analityka oparta na danych wymaga dużych mocy obliczeniowych, często też konieczności przesyłania danych do chmury obliczeniowej dysponującej odpowiednimi zasobami, co powoduje wzrost znaczenia bezpieczeństwa teleinformatycznego. W wielu specyfikacjach technicznych z zakresu I&C zagadnienia bezpieczeństwa funkcjonalnego oraz cybersecURITY są z założenia rozpatrywane łącznie (np. IEC 62859 Nuclear power plants – Instrumentation and control systems – Requirements for coordinating safety and cybersecurity).



Rys. 3 Ogólny schemat systemu I&C dla elektrowni jądrowej – opracowano na podstawie IAEA NP-T-3.12 [12]

Fig. 3 General schematic of the I&C system for a nuclear power plant – based on IAEA NP-T-3.12 [12]

W trakcie rozwoju aktualnie stosowanych technologii, a często także pomiędzy ich pierwotnym licencjonowaniem a obecną sytuacją, zachodziły zmiany w obszarach takich jak [6]:

- ▶ czujniki i systemy pomiarowe,
- ▶ technologie i środki komunikacji oraz łączności,
- ▶ mikroprocesory i inne zintegrowane obwody (ICs),
- ▶ platformy obliczeniowe,
- ▶ techniki nadzoru, diagnostyki i prognozowania,
- ▶ technologie HMI uwzględniające najnowszą wiedzę na temat możliwości i zachowania człowieka, jego niezawodności i percepcji,
- ▶ oprogramowanie o wysokiej integralności.

## Wymagania krajowe i międzynarodowe dotyczące urządzeń EJ oraz ich wyposażenia

W Europie, urządzenia konwencjonalne (niejądrowe) są objęte oceną bezpieczeństwa wynikającą z przepisów oceny zgodności. Przepisy oceny zgodności mają za zadanie utrzymać na rynku unijnym pewien minimalny, wymagany poziom bezpieczeństwa w interesie ogółu mieszkańców UE i nie pozwalają na użytkowanie produktów, które takiego poziomu bezpieczeństwa nie spełniają.

## National and International Requirements for Nuclear Power Plant Equipment and Components

In Europe, conventional (non-nuclear) equipment is subject to safety assessments in accordance with conformity assessment regulations. These regulations are intended to ensure a minimum required level of safety across the EU market, in the interest of all EU citizens. Products that do not meet this required safety level are not permitted to be used or placed on the market.

### Act of 29 November 2000 – Atomic Law (Journal of Laws 2021, item 1941)

- ▶ Regulation of the Council of Ministers of 11 February 2013 on the requirements for the commissioning and operation of nuclear facilities (Journal of Laws 2013, item 281) – Operational Regulation
- ▶ [4] Regulation of the Council of Ministers of 31 August 2012 on nuclear safety and radiological protection requirements to be taken into account in the design of a nuclear facility (Journal of Laws 2012, item 1048) – Design Regulation

### Act of 21 December 2000 on Technical Inspection (Journal of Laws 2024, item 1194)

#### TECHNICAL REQUIREMENTS 1

- ▶ Regulation of the Council of Ministers of 7 December 2012 on the types of technical equipment subject to technical inspection (Journal of Laws 2012, item 1468) – General Scope Regulation
- ▶ Regulation of the Minister of Development and Technology of 17 December 2021 on the technical requirements for technical inspection for selected pressure equipment subject to technical inspection (Journal of Laws 2022, item 68)
- ▶ Regulation of the Minister of Economy of 16 April 2002 on the technical requirements for technical inspection for atmospheric and low-pressure tanks intended for the storage of toxic or corrosive materials (Journal of Laws 2002, No. 63, item 572)
- ▶ Regulation of the Minister of Economy of 18 September 2001 on the technical requirements for technical inspection for atmospheric and low-pressure tanks intended for the storage of flammable liquid materials (Journal of Laws 2001, No. 113, item 1211)
- ▶ Regulation of the Minister of Economy of 31 March 2008 amending the regulation on the technical requirements for technical inspection for atmospheric and low-pressure tanks intended for the storage of flammable liquid materials (Journal of Laws 2008, No. 60, item 371)

#### TECHNICAL REQUIREMENTS 2

- ▶ Regulation of the Council of Ministers of 17 December 2013 on the types of technical equipment subject to technical inspection in nuclear power plants (Journal of Laws 2014, item 111) – Nuclear Scope Regulation
- ▶ Regulation of the Minister of Economic Development of 20 May 2016 on the technical requirements for technical inspection for technical equipment in nuclear power plants (Journal of Laws 2016, item 909) [3].

### Act of 26 June 1974 – Labour Code (Journal of Laws 2022, item 1510)

- ▶ Regulation of the Minister of Energy of 28 August 2019 on occupational health and safety when operating energy equipment (Journal of Laws 2019, item 1830)
- ▶ Regulation of the Minister of Economy of 30 October 2002 on minimum requirements for occupational health and safety when using machinery by employees during work (Journal of Laws 2002, No. 191, item 1596)

Fig. 4. Regulatory framework for equipment in nuclear power plants from the UDT perspective

European and Polish regulations for “nuclear” equipment begin where the legal framework for conventional equipment ends.

The key national regulations defining technical requirements also for I&C systems installed in nuclear power plants include Regulations[2], [3] and[4].

Regulation [2] requires that the UDT (Office of Technical Inspection) will supervise the complete equipment, including their mounting elements, support structures, pressure and safety accessories, protection systems, instrumentation and control devices, and control systems.

Regulations [3] and [4] distinguish between types of equipment used in nuclear power plants based on their importance to nuclear safety and radiation protection (NS&RP). They also require that such equipment subjects to safety classification, determined according to its significance for NS&RP.

The structure of Regulation [3] is such that it comes into effect precisely where the provisions for conventional equipment end, specifically for equipment installed and operated in a nuclear power plant that does not have significance for nuclear safety or radiation protection:

- ▶ §6 of Regulation [3] refers to the application of “conventional” requirements issued under Article 8(4) of Act [1] or established with the President of UDT pursuant to Article 8(6) of the same Act [1].


Under §3 and §4 of Regulation [3], the scope of UDT’s [3] activities in nuclear power plants covers:

- ▶ “nuclear” equipment assigned a safety class (§4.1[3])
- ▶ as well as „nuclear” equipment with non-zero significance for safety, for which the classification process has not indicated the need to assign a safety class (§4.2 [3]).

**USTAWA z dnia 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe (Dz.U. 2021 poz. 1941)**

- ▶ Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 11 lutego 2013 r. w sprawie wymagań dotyczących rozruchu i eksploatacji obiektów jądrowych (Dz.U. 2013 poz. 281) ROZPORZĄDZENIE EKSPLOATACYJNE
- ▶ Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględnić projekt obiektu jądrowego (Dz.U. 2012 poz. 1048) [4] ROZP. PROJEKTOWE

**USTAWA z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozorcze technicznym (Dz. U. 2024 r., poz. 1194) [1]**

**TECHNICAL REQUIREMENTS 1** 

- ▶ Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 7 grudnia 2012. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu (Dz.U. 2012 poz. 1468) ROZPORZĄDZENIE RODZAJOWE
- ▶ Rozporządzenie Ministra Rozwoju i Technologii z dnia 17 grudnia 2021 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla niektórych urządzeń ciśnieniowych podlegających dozorowi technicznemu (Dz.U. 2022 poz. 68)
- ▶ Rozporządzenie Ministra Gospodarki z dnia 16 kwietnia 2002 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego, jakim powinny odpowiadać zbiorniki becznieniowe i niskociśnieniowe przeznaczone do magazynowania materiałów trujących lub żrących (Dz.U. 2002 nr. 63 poz. 572).
- ▶ Rozporządzenie Ministra Gospodarki z dnia 18 września 2001 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego, jakim powinny odpowiadać zbiorniki becznieniowe i niskociśnieniowe przeznaczone do magazynowania materiałów ciekłych zapalnych (Dz. U. 2001 nr 113 poz. 1211)
- ▶ Rozporządzenie Ministra Gospodarki z dnia 31 marca 2008 r. zmieniające rozporządzenie w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego, jakim powinny odpowiadać zbiorniki becznieniowe i niskociśnieniowe przeznaczone do magazynowania materiałów ciekłych zapalnych (Dz.U. 2008 nr 60 poz. 371)

**TECHNICAL REQUIREMENTS 2** 

- ▶ ROZPORZĄDZENIE RADY MINISTRÓW z dnia 17 grudnia 2013 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz.U. z 2014 poz. 111) [2] ROZPORZĄDZENIE RODZAJOWE EJ
- ▶ Rozporządzenie Ministra Rozwoju z dnia 20 maja 2016 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych w elektrowni jądrowej (Dz.U. 2016 poz. 909) [3]

**USTAWA z dnia 26 czerwca 1974 r Kodeks pracy (Dz.U. 2022 poz. 1510)**

- ▶ Rozporządzenie Ministra Energii z dnia 28 sierpnia 2019 r. w sprawie bezpieczeństwa i higieny pracy przy urządzeniach energetycznych (Dz.U. 2019 poz. 1830)
- ▶ Rozporządzenie Ministra Gospodarki z dnia 30 października 2002 r. w sprawie minimalnych wymagań dotyczących bezpieczeństwa i higieny pracy w zakresie użytkowania maszyn przez pracowników podczas pracy (Dz.U. 2002 nr 191 poz. 1596)

Rys. 4. Otoczenie prawne urządzeń w elektrowni jądrowej z punktu widzenia UDT

**Europejskie i polskie przepisy dotyczące urządzeń „jądrowych” zaczynają się tam, gdzie kończą się przepisy dla urządzeń konwencjonalnych.**

Głównymi przepisami krajowymi dotyczącymi wymagań technicznych, także dla systemów I&C zainstalowanych w elektrowniach jądrowych, są rozporządzenia [2], [3] oraz [4] .-

Przepisy rozporządzenia [2] nakazują objęcie dozorem UDT kompletnych urządzeń wraz z ich elementami mocującymi i konstrukcjami wsporczymi, osprzętem ciśnieniowym i zabezpieczającym, układami zabezpieczającymi, aparaturą kontrolno-pomiarową oraz układami sterowania.

**Przepisy [3] i [4] różnią wyposażenie elektrowni jądrowej pod względem poziomu jego istotności dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (BJIOR) oraz wymagają zastosowania klasyfikacji bezpieczeństwa tego wyposażenia bazującej na owej istotności.**



**Konstrukcja przepisu [3] jest taka, że zaczyna on swoje działanie tam gdzie kończą się przepisy dla urządzeń konwencjonalnych, w szczególności dla urządzeń zainstalowanych i eksploatowanych w elektrowni jądrowej, ale niemających znaczenia dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.**

- ▶ § 6 rozporządzenia [3] kieruje do wymagań „konwencjonalnych” wydanych na podstawie art. 8 ust. 4 ustawy [1] lub ustalonych z Prezesem UDT w trybie art. 8 ust. 6 ustawy [1].

**Z mocy § 3 i § 4 rozporządzenia [3] działaniami UDT w EJ objęte są:**

- ▶ urządzenia „jądrowe” mające przypisaną klasę bezpieczeństwa (§ 4.1 [3]),
- ▶ jak i urządzenia „jądrowe” mające „niezerowe” znaczenie dla bezpieczeństwa, dla których proces klasyfikacji nie wskazał konieczności przypisania klas bezpieczeństwa (§ 4.2 [3]).

Jest to podejście spójne z wytycznymi międzynarodowymi IAEA SSG-30 [14], które wskazują metodologię przeprowadzenia klasyfikacji komponentów elektrowni jądrowej „according to its importance to safety”. Dzięki temu przepisy [3], kładąc zasadniczy nacisk na poprawność działania podstawowych, nie pomijają jednak systemów pomocniczych, w tym systemów zasilania oraz systemów I&C mających „niezerowe” znaczenie dla bezpieczeństwa.

Grupa urządzeń mających ISTOTNE znaczenie dla BJIOR, o których mówi §4.1 rozporządzenia [3], zostanie ostatecznie potwierdzona, gdy PAA zatwierdzi klasyfikację bezpieczeństwa, o której mówi art. 36j ustawy Prawo Atomowe oraz §3 rozporządzenia [3]. Do tego czasu UDT posługuje się klasyfikacją określoną w dokumentacji projektowej i wspiera wnioskodawcę wiedzą na temat polskich przepisów.

This approach is consistent with international guidelines[14], specifically IAEA SSG-30, which outline a methodology for classifying nuclear power plant components “according to their importance to safety.” As a result, Regulation [3], while placing primary emphasis on the correct functioning of fundamental systems, does not overlook auxiliary systems, including power supply systems and I&C systems having “non-zero” significance for nuclear safety.

The group of equipment deemed to have GREAT importance to NS&RP, as referred to in §4.1 of Regulation [3], will be formally confirmed once the National Atomic Energy Agency (PAA) approves the safety classification pursuant to Article 36(j) of the Atomic Law and referred to in §3 of Regulation [3]. Until that time, the UDT applies the classification defined in the design documentation, providing applicants with guidance on Polish legal requirements.

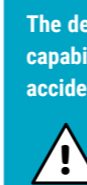
It is also worth to be noted the IAEA comparison of safety classification systems (Table 1 – based on [12]), which clearly shows a vertical division between Area A (nuclear) and Area B (non-nuclear), regardless of the classification system applied.

Tabela 1. Porównanie systemów klasyfikacji znaczenia dla bezpieczeństwa jądrowego [12]  
Table 1. Comparison of nuclear safety classification systems [12]

National or international standard	Classification of the importance to safety			
	Area A			Area B
IAEA NS-R-1	Systems Important to Safety			System Not Important to Safety
	Safety		Safety Related	
IEC 61226 Functions Systems	Systems Important to Safety			Unclassified
	Cat. A Class 1	Cat. B Class 2	Category C Class 3	
Canada	Category 1	Category 2	Category 3	Category 4
France N4	1E	2E	SH	Important to Safety
European Utility Requirements	F1A (Auto.)	F1B (Auto. and Man.)	F2	
Japan	PS1/MS1*	PS2/MS2	PS3/MS3	
Rep. of Korea	IC-1		IC-2	
Russian Federation	Class 2		Class 3	
Switzerland	Category A	Category B	Category C	
UK Functions Systems	Cat. A Class 1	Cat. B Class 2	Category C Class 3	
USA and IEEE	Systems Important to Safety			Non-nuclear Safety
	Safety Related, Safety, or Class 1E		(No name assigned)	

\*PS: prevention system, MS: mitigation system

In the United States, regulations specifically distinguish a subset of “nuclear” equipment classified as safety-related, as defined in 10 CFR 50.2. In the case of AP1000 technology, this category includes equipment assigned to the first three safety classes (A, B, and C).



The definition of safety-related\* refers to equipment and systems that ensure the integrity of the reactor coolant pressure boundary and the capability to shut down the reactor and maintain it in a safe shutdown condition, or the capability to prevent or mitigate the consequences of accidents which could result in potential offsite exposures.

It must be emphasized that the term safety-related\* (as defined in 10 CFR 50.2 in the United States) is narrower in scope than the IAEA concept of systems important to safety and the same time closer to the IAEA concept of “safety systems” (see Table 1).

This distinction is evident in Table 1, where, between the safety-related\* category and the non-nuclear Area B, there exists a group of components classified as “no name assigned”, which under Regulation [3] corresponds to §4.2.

\* This refers to failures that could lead to exposure of plant personnel or the public, with reference to the exposure limits established under U.S. law.

The concept of “important to safety” was introduced in the United States by 10 CFR Part 50 Appendix A “General Design Criteria for Nuclear Power Plants.” In Generic Letter 84-01, the U.S. NRC took the position that the regulator’s actions are not limited by the term “safety-related” and that equipment “important to safety” may be subject to regulatory requirements proportionate to its importance to safety.

In Poland, all “nuclear” equipment, i.e., areas §4.1 + §4.2 [3], in accordance with IAEA guidelines, belong jointly to the set of “systems/items important to safety” covered by Regulation [3].

**For “nuclear” equipment UDT uses the abbreviation ITNS (important to nuclear safety) based on the ISO 19443 standard [17].**

Warto także zwrócić uwagę na przedstawione przez IAEA porównanie systemów klasyfikacji bezpieczeństwa (tabela 1 – opracowana na podstawie [12]), na której – niezależnie od systemu klasyfikacji – rysuje się wyraźny pionowy podział pomiędzy obszarem A „jądrowym” a obszarem B „niejądrowym”.

Przepisy obowiązujące w USA w sposób szczególny wyróżniają część urządzeń „jądrowych” określanych jako safety-related (wg przepisu 10 CFR 50.2 obowiązującego w USA). W technologii AP1000 są to urządzenia należące do pierwszych trzech klas bezpieczeństwa (A, B, C).

Wymagania dla urządzeń „safety-related” są w USA przedmiotem 10 CFR Part 50 Appendix B.

**Definicja safety-related\*** odnosi się do urządzeń i systemów służących zapewnieniu integralności mechanicznej obiegu pierwotnego oraz zdolności systemów do wyłączenia reaktora i utrzymania stanu bezpiecznego wyłączenia oraz do systemów mających zapobiegać lub ograniczać konsekwencje potencjalnych niebezpiecznych uszkodzeń\*.

**!** Należy jednak mieć na uwadze, że safety-related\* (wg przepisu 10 CFR 50.2 obowiązującego w USA) jest pojęciem węższym niż używane w wytycznych IAEA pojęcie „systems important to safety” a jednocześnie pojęciem – bliższym użytemu przez IAEA pojęciu „safety systems” (patrz Tabela 1).

Jest to wyraźnie widoczne w tabeli 1, gdzie pomiędzy obszarem safety-related\*, a obszarem B „niejądrowym” istnieje obszar urządzeń „no name assigned”, zaliczanych w rozporządzeniu [3] do §4.2.

\* Dotyczy uszkodzeń mogących prowadzić do narażenia personelu elektrowni lub ludności, odnoszących się do poziomów narażenia określonych w prawie amerykańskim.

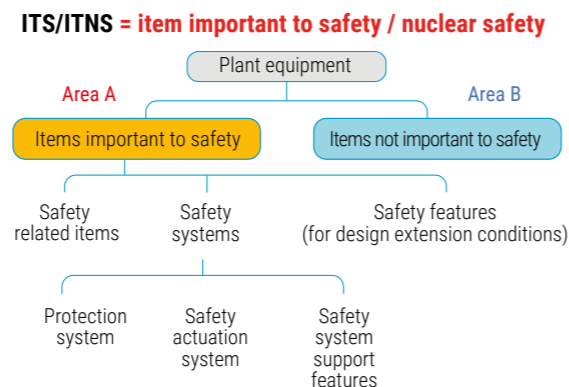
Natomiast pojęcie „important to safety” zostało wprowadzone w USA przepisem 10 CFR Part 50 Appendix A „General Design Criteria for Nuclear Power Plants” a U.S. NRC w Generic letter 84-01 zajęło stanowisko mówiące, że działania regulatora nie są ograniczone terminem „safety-related” i wyposażenie „important to safety” może podlegać wymogom regulacyjnym proporcjonalnym do znaczenia, jakie ma ono dla bezpieczeństwa.

W Polsce, ogół urządzeń „jądrowych”, czyli obszary §4.1 + §4.2 [3], zgodnie też z wytycznymi IAEA, należy łącznie do zbioru „systems/items important to safety” objętego rozp. [3].

**Dla urządzeń „jądrowych” UDT stosuje skrót ITNS (important to nuclear safety) na podstawie normy ISO 19443 [17].**

Użycie skrótu ITNS zaczerpniętego z ISO 19443 [17] ma na celu odróżnienie przesłanek/zagrożeń BJIOR, którymi zajmuje się bezpieczeństwo „jądrowe”, wskazanych w art. 5 ust. 4 ustawy [1] mówiących o zagrożeniach innych niż określone w art. 4 pkt.1 ustawy [1] od przesłanek/zagrożeń bezpieczeństwa „konwencjonalnego” określonych w art. 4 pkt 1 ustawy [1], mówiących o zagrożeniach dla życia lub zdrowia ludzkiego oraz mienia i środowiska wskutek:

- rozprężenia cieczy lub gazów znajdujących się pod ciśnieniem różnym od atmosferycznego,
- wyzwolenia energii potencjalnej lub kinetycznej przy przemieszczaniu ludzi lub ładunków w ograniczonym zasięgu,
- rozprzestrzeniania się materiałów niebezpiecznych podczas ich magazynowania lub transportu.



Rys. 5. Podział komponentów zgodnie z wytycznymi IAEA [13, 14] - oznaczono Area A i Area B podobnie jak w Tabeli 1

Fig. 5. Items grouping according to IAEA [13, 14] - Area A and Area B marked as in Table 1

Rozporządzenie [3], stworzone jako niezależne od kraju pochodzenia technologii jądrowej, działa prawidłowo także w odniesieniu do technologii AP1000 a jego poprawne zastosowanie ma zapewnić równoważny poziom bezpieczeństwa każdej z nich.

Wskutek odpowiedniej konstrukcji przepisów o dozorze technicznym i przepisów dotyczących oceny zgodności w Polsce istnieją tylko dwie, jednoznaczne ścieżki/obszary wytwarzania urządzeń, pomiędzy którymi nie ma luki. Obszar oznaczony w Tabeli 1 w wierszu „USA and IEEE” jako „no name assigned” jest w Polsce objęty przez § 4.2 rozporządzenia [3].

**ŚCIEŻKA/OBSZAR A** (obszar ITNS w Tabeli 1) to obowiązkowe zaangażowanie jednostki inspekcyjnej w wytwarzanie urządzeń określonych w przepisach [2] w zakresie nieobjętym dyrektywami UE mającymi wyłączenie dla urządzeń ITNS (np. PED, MD, SPVD). Wymagania pozostałych dyrektyw i rozporządzeń UE muszą być nadal spełnione.

**Przykład 1**  
Urządzenia ciśnieniowe, które są wyłączone z PED lub SPVD poprzez zaliczenie ich do zbioru ITNS.

**Przykład 2**  
Zbiorniki magazynowe na płyny niebezpieczne nie są regulowane dyrektywami UE, w związku z czym podlegają polskim przepisom. Urządzenia EJ wymienione w [2] będą objęte tą ścieżką wytwarzania wraz z ich elementami mocującymi i konstrukcjami wsporczymi, osprzętem ciśnieniowym i zabezpieczającym, układami zabezpieczającymi, aparaturą kontrolno-pomiarową oraz układami sterowania.

**ŚCIEŻKA/OBSZAR B** (obszar non-ITNS w Tabeli 1) jest objęty obowiązkowym procesem oceny zgodności w oparciu o przepisy o systemach oceny zgodności i nadzoru rynku dla wszystkich dyrektyw i rozporządzeń UE mających zastosowanie do przedmiotowych urządzeń.

Jednocześnie, co również wynika z Tabeli 1, urządzenia i systemy I&C pełniące funkcje kategorii A, B lub C wg normy IEC 61226 [10] z definicji mają „niezerowe” znaczenie dla bezpieczeństwa „jądrowego”, czyli są ITNS, co będzie potwierdzone przez analizy zagrożeń utworzone podczas kategoryzacji funkcji i klasyfikacji systemów, urządzeń i elementów. Błędem projektowym byłoby wiązanie funkcji kategorii A/B/C wg IEC 61226 [10] z obszarem „niejądrowym”.

Niezależnie od ścieżki wytwarzania (A lub B) wszystkie urządzenia określone w przepisie [2] podlegają inspekcji UDT w trakcie eksploatacji.

### Funkcje systemów I&C

Na podstawie [12] typowymi funkcjami bezpieczeństwa elektrowni jądrowej, w których systemy I&C pełnią rolę mającą istotne znaczenie dla bezpieczeństwa, są np.:

- Wyłączanie reaktora,
- Awaryjne chłodzenie rdzenia,
- Usuwanie ciepła rozpadu,
- Izolacja obudowy bezpieczeństwa,
- Usuwanie produktu rozszczepienia z obudowy bezpieczeństwa,
- Odprowadzanie ciepła z obudowy bezpieczeństwa,
- Wentylacja awaryjna,
- Zasilanie awaryjne.

Use ITNS abbreviation taken from ISO 19443 [17] is to differentiate between the premises/hazards of nuclear safety and radiological protection (NS&RP), addressed under Article 5(4) of the Act [1], which refers to hazards other than those specified in Article 4(1) of the Act [1] and the premises of “conventional” safety specified in Article 4(1) of the Act[1], which refers to hazards to human life or health, property, and the environment resulting from:

- the expansion of liquids or gases under pressure different from atmospheric,
- the release of potential or kinetic energy during the movement of people or loads within a limited range,
- the spread of hazardous materials during their storage or transport.

Regulation [3], designed to be independent of the country of origin of nuclear technology, is also works properly with regard to the AP1000 technology and its appropriate application shall assure equivalent level of safety.

As a result of the appropriate construction of the regulations on technical inspection and the regulations on conformity assessment, there are only two, unambiguous and clearly defined manufacturing paths/areas for the equipment manufacturing in Poland, between which there is no gap. The area marked in Table 1 in the row “USA and IEEE” as “no name assigned” is covered in Poland by § 4.2 of the Regulation [3].

**PATH/AREA A** (ITNS area in Table 1) involves the mandatory engagement of an inspection body in the manufacturing of equipment/devices specified in Regulation [2], insofar as they are not covered by EU directives having exclusions for ITNS equipment. (e.g., PED, MD, SPVD). The requirements of the other EU directives and regulations must continue to be met.

**Example 1**  
Pressure equipment excluded from the scope of PED or SPVD by virtue of being classified as part of the ITNS set.

**Example 2**  
Storage tanks for hazardous liquids, which are not regulated by EU directives and are therefore subject to Polish regulations. Nuclear equipment listed in [2] falls under this manufacturing path, together with its mounting elements, support structures, pressure and safety accessories, protection systems, instrumentation and control equipment, and control systems.

**PATH/AREA B** (non-ITNS area in Table 1) involves the mandatory conformity assessment process in accordance with the provisions on conformity assessment systems and market surveillance for all applicable EU directives and regulations.

At the same time, as is also apparent from Table 1, I&C devices and systems performing Category A, B or C functions according to IEC 61226 [10] having, by definition, “non-zero” significance for “nuclear” safety, thus they are ITNS, and it will be confirmed by the hazard analyses created during categorization of functions and classification of items and systems. It would be a design error to bind a functions of category A/B/C according to IEC 61226 [10] to the “non-nuclear” area.

Regardless of the manufacturing path (A or B), all equipment specified in Regulation [2] is subject to UDT inspection during operation.

### I&C Systems Functions

Based on [12], typical safety functions of a nuclear power plant in which I&C systems play an essential role in nuclear safety include, for example:

- Reactor shutdown,
- Emergency core cooling,
- Decay heat removal,
- Containment isolation,
- Removal of fission products from containment,



Natomiast funkcje urządzeń oraz przynależnych do nich systemów I&C, mające („niezerowe”) znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego to te, które nie są bezpośrednio funkcjami bezpieczeństwa, ale pełnią **funkcje ważne dla bezpieczeństwa**. Funkcje te to na przykład utrzymanie procesu w bezpiecznych granicach w normalnych warunkach, wspieranie ochrony przed promieniowaniem pracowników lub zapewnianie ochrony wgląd. Przykładami funkcji I&C mających znaczenie dla bezpieczeństwa (nieklasyfikowane funkcje ITNS) mogą być:

1. Sterowanie mocą reaktora,
2. Alternatywne funkcje wyłączenia reaktora,
3. Regulacja ciśnienia i temperatury dla normalnych systemów odprowadzania ciepła,
4. Wykrywanie pożaru,
5. Monitorowanie promieniowania,
6. Kontrola dostępu personelu,
7. Wyświetlanie informacji do reagowania w sytuacjach awaryjnych.

**Funkcje I&C niezwiązane z bezpieczeństwem (non-ITNS)** to te, które nie są konieczne do utrzymania instalacji w bezpiecznym zakresie operacyjnym oraz niepełniące funkcji obrony w głąb itd.

Przykładami funkcji I&C mogących być zaklasyfikowane jako non-ITNS (czyli niezwiązane z BJIOR) mogą być:

1. Sterowanie podgrzewaczem wody zasilającej,
  2. Kontrola demineralizacji wody,
  3. Sterowanie czerpaniem i odprowadzaniem wody z systemu chłodzenia itp.
- W Polsce decydująca dla określenia poprawności oceny znaczenia dla bezpieczeństwa oraz klasyfikacji urządzeń i systemów jest opinia PAA. UDT wspiera PAA w ocenie projektu elektrowni jądrowej realizując zadania wynikające z przepisów ustawy [1] oraz powierzonych zadań w ustawie Prawo Atomowe.

**Więcej informacji na temat klasyfikacji systemów I&C ważnych dla bezpieczeństwa zawierają wytyczne IAEA SSG-30, które zastąpiły wytyczne NS-G-1.3, wprowadzając pojęcie kategoryzacji funkcji spójne z normą IEC 61226 [10]. Odwołując się do definicji kategorii funkcji wg IEC 61226, systemy realizujące funkcje kategorii A, B a także C, z definicji mają „niezerowe” znaczenie dla BJIOR, a więc będą zaliczane do ITNS (patrz tabela 1).**

### Wytwarzanie urządzeń EJ wraz z wyposażeniem

**Rozporządzenie [4] wymaga, aby w projekcie obiektu jądrowego wskazano systemy oraz elementy konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego mające istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Wg przepisów UDT będą to systemy zaliczone do obszaru §4.1 wg rozporządzenia [3].**

Investor ma obowiązek wykazać, że urządzenia istotne dla BJIOR zostały poddane badaniom kwalifikacyjnym przeprowadzonym w celu potwierdzenia, że przez cały, przewidziany w projekcie okres ich użytkowania będą one zdolne do wykonywania swoich funkcji. W tym czasie będą one podlegać starzeniu się w szczególności na skutek działania warunków środowiskowych, tj.: drgań, temperatury, ciśnienia, uderzeń strumienia płynu, zakłóceń elektromagnetycznych, napromienienia, zalania, wilgotności itp. oraz wszelkich możliwych kombinacji prawdopodobnych czynników, występujących w czasie, gdy działanie tych systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia będzie niezbędne [4].

**Rozporządzenie [3] w §29 wymaga przeprowadzenia badań kwalifikacyjnych zgodnie z wymaganiami określonymi w [4], ze wskazaniem na wybrane materiały lub elementy tych urządzeń, tj. nowe materiały opracowane specjalnie w celu wykorzystania do wytworzenia urządzenia EJ oraz materiały membran i uszczelnień napędów pneumatycznych.**

Przepisy [3] i [4] nieco różnią się w używanych określeniach. Przepis [4] używa pojęć: systemy zabezpieczające / system bezpieczeństwa oraz aparatura kontrolno-pomiarowa. UDT, na podstawie przepisów [2] i [3], używa pojęć wskazanych w tabeli 2.

Tabela 2. Przedmiot i zakres czynności UDT

Czynności UDT (np. uprawnienie wytwórcy) dotyczą PRZEDMIOTU uprawnienia w ZAKRESIE
<b>PRZEDMIOTEM</b> czynności UDT są urządzenia wymienione w §2 ust. 1 pkt 1–14 rozporządzenia [2].
<b>ZAKRESEM</b> czynności UDT jest: A. konstrukcja urządzeń wraz z ich elementami mocującymi i konstrukcjami wsporczymi, B. osprzęt ciśnieniowy*, C. osprzęt zabezpieczający, D. układy zabezpieczające, E. aparatura kontrolno-pomiarowa, F. układy sterowania, urządzeń wymienionych w §2 ust. 1 rozp. [2] oraz G. konstrukcja urządzeń, H. osprzęt do podnoszenia, J. wyposażenie wymienne urządzeń wymienionych w §2 ust. 1 pkt. 13-14 rozp. [2]. * włącznie z konstrukcją osprzętu, tj. korpus zaworu itp.

W przemyśle jądrowym mianem I&C (Instrumentation & Control) określane jest wyposażenie elektrowni jądrowej, które UDT identyfikuje w zakresach: D, E, F - dla urządzeń wymienionych w § 2 ust. 1 pkt 1-12 rozporządzenia [2]. W przypadku urządzeń wymienionych w § 2 ust. 1 pkt. 13-14 rozporządzenia [2] wyposażenie I&C jest elementem zakresu G (konstrukcja urządzeń) jako jej integralna część.

**Dla pełnego zrozumienia funkcjonowania UDT w obszarze EJ, warty podkreślenia jest fakt, że rozporządzenie [3] odwołuje się do [4] głównie w przypadkach urządzeń przyporządkowanych do odpowiednich klas bezpieczeństwa .**

Jedynie w przypadku urządzeń:

- a) składających się na systemy wentylacji i klimatyzacji (§ 52 [3]) oraz
- b) specjalistycznego wyposażenia transportowo-technologicznego do przemieszczania i przechowywania paliwa jądrowego (§ 57 [3]),

odwołanie do rozporządzenia projektowego nie zawiera wskazania wyłącznie do urządzeń przyporządkowanych do odpowiednich klas bezpieczeństwa. W takim też zakresie wymagania rozporządzenia [4] będą egzekwowane przez UDT do urządzeń wskazanych w § 4.1 oraz w § 4.2 [3].

Ponadto:

- ▶ Przepis [4] wymaga wdrożenia odpowiednich standardów i metod projektowania sprzętu oraz oprogramowania komputerowego, na co odpowiedzią ustawy [1] jest wymaganie uprawnienia wytwórców – także w zakresie systemów I&C.
- ▶ Przepis [4] wymaga także ustalenia odpowiedniego postępowania w całym okresie użytkowania systemów (patrz też [5]), co także znajduje odzwierciedlenie w wymaganiu (§ 5 rozporządzenia [3]) opracowania Planu Zapewnienia Bezpiecznego Funkcjonowania Urządzeń EJ (PZBFUEJ), który powinien zawierać m.in. wymagania dla testowania, kalibracji i wymiany wyposażenia I&C.
- ▶ Przepisy [4] wymagają też stosowania m.in. rozwiązań, które automatycznie uruchamiają systemy bezpieczeństwa w sposób ograniczający czynności operatora we wczesnej fazie postulowanego zdarzenia inicjującego (PZI), a także zapewniają możliwość sterowania obiektem jądrowym przez operatora, w tym zawierają wymagania dla sterowni głównej i sterowni rezerwowej.

6. Containment heat removal,
7. Emergency ventilation,
8. Emergency power supply.

Second group is functions of equipment and their associated I&C systems that have “non-zero” significance for nuclear safety are those which are not direct safety functions but are nevertheless **important to nuclear safety**. These include, for example, maintaining the process within safe limits under normal operating conditions, supporting radiation protection of workers, or providing defence in depth. Examples of I&C functions with safety significance (non-classified ITNS functions) may include:

1. Reactor power control,
2. Alternative reactor shutdown functions,
3. Pressure and temperature regulation for normal heat removal systems,
4. Fire detection,
5. Radiation monitoring,
6. Personnel access control,
7. Display of information for emergency response.

**Non-ITNS I&C functions** are those that are not necessary to maintain the plant within safe operating limits and do not contribute to defence in depth. Examples of I&C functions that may be classified as non-ITNS (not related to NS&RP) include:

1. Feedwater heater control,
2. Demineralized water control,
3. Intake and discharge control for the cooling water system etc.

In Poland, the National Atomic Energy Agency (PAA) has decisive authority in determining the correctness of level of safety significance assessment and classification of equipment and systems. The UDT supports PAA in assessing nuclear power plant designs by carrying out tasks defined under the Technical Inspection Act [1] and assignments under the Atomic Law.

**Further information on the classification of I&C systems important to safety is provided in IAEA SSG-30, which replaced NS-G-1.3, introducing a categorization of functions concept consistent with IEC 61226 [10]. According to the IEC 61226 definition of function categories, systems performing functions of categories A, B, and C inherently have non-zero significance for NS&RP and are therefore classified as ITNS (see Table 1).**

**Manufacturing of Nuclear Equipment with apurtenances Regulation [4] requires that the design of a nuclear facility must identify the systems as well as the structural and equipment components of the nuclear installation that are greatly (significantly or very) important for nuclear safety and radiological protection. Under UDT regulations, these correspond to the systems included in §4.1 of Regulation [3].**

The investor is obliged to demonstrate that systems and components greatly important to NS&RP have undergone qualification testing to confirm that, throughout the full operational lifetime specified in the design, they will be capable of performing their intended functions while subject to ageing, particularly as a result of environmental conditions such as vibration, temperature, pressure, fluid flow impact, electromagnetic disturbances, irradiation, flooding, humidity, etc., as well as any combinations of probable factors occurring when the operation of such systems, structures, and components will be required[4].

**Regulation [3] in §29, requires qualification testing in accordance with the requirements of [4], with emphasis on selected materials or elements of such equipment, specifically new materials developed for the manufacture of nuclear equipment, as well as membranes and seals of pneumatic actuators.**

It should be noted that Regulations [3] and [4] use slightly different terminology. Regulation [4] refers to protection systems / safety systems and instrumentation and control equipment. Applying regulations [2] and [3], the UDT applies terms indicated in Table 2.

Table 2. Subject and Scope of UDT Activities

UDT activities (e.g. manufacturer's approval) relate to the SUBJECT in the SCOPE
The <b>SUBJECT</b> of the UDT activities might be selected from the range of equipment from § 2.1 point 1-14 of the Regulation [2].
The <b>SCOPE</b> of the UDT activities may be: A. construction of equipment with fixing assemblies and supporting structures, B. pressure accessories *, C. safety accessories, D. protective systems, E. control and measuring accessories/systems, F. control systems, of equipment listed in § 2.1 point 1-12 of the Regulation [2] and G. equipment's construction, H. lifting accessories, J. replaceable components of equipment listed in § 2.1 point 13-14 of the regulation [2] * including construction, e.g. valve body etc.

In the nuclear industry, the term I&C (Instrumentation & Control) refers to the equipment of a nuclear power plant that the UDT identifies within the following scopes: D, E, and F – for equipment listed in §2(1), points 1–12 of Regulation [2]. For equipment listed in §2(1), points 13–14 of Regulation [2], I&C equipment is included under scope G (equipment design) as its integral part.

**To fully understand the role of UDT in the nuclear sector, it is worth to note that Regulation [3] refers to Regulation [4] primarily in cases involving equipment assigned to specific safety classes.**

Only in the case of:

- a) systems for ventilation and air-conditioning (§52 [3]), and
- b) specialised transport and handling equipment for the movement and storage of nuclear fuel (§57 [3]),

does the reference to the design regulation [4] extend beyond equipment assigned to safety classes. Accordingly to this extent, the requirements of Regulation [4] will be enforced by UDT for equipment identified in both §4.1 and §4.2 [3].

Moreover:

- ▶ Regulation [4] requires the implementation of appropriate standards and design methods for hardware and software. In response, the Act [1] establishes the requirement for manufacturers' approval, which also applies to I&C systems.
- ▶ Regulation [4] also requires determination of proper practices to be followed throughout the entire operational life of the systems (see also [5]), which is reflected in the requirement of §5 of regulation [3] to develop a Safe Operation Assurance Plan for Nuclear Power Plant Equipment (PZBFUEJ). This plan must include, among other things, requirements for testing, calibration, and replacement of I&C equipment.
- ▶ Regulation [4] further requires, inter alia, solutions that automatically initiate safety systems in a way that limits operator intervention during the early phase of a postulated initiating event (PIE1), while also ensuring the capability for operator control of the nuclear facility. These requirements cover both the main control room and the backup control room.

## UZGADNIANIE DOKUMENTACJI

Dokumentacja potwierdzająca spełnienie wymagań przepisów [3], [4] oraz wskazanych przez projektanta innych dokumentów odniesienia, norm, specyfikacji technicznych, wytycznych itd. będzie przedmiotem uzgodnienia – jednej z czterech czynności UDT na etapie wytwarzania urządzeń ITNS (rys. 5). Uzgodnienie dokumentacji dotyczy urządzeń wraz z ich elementami mocującymi i konstrukcjami wsporczymi, osprzętem ciśnieniowym i zabezpieczającym, układami zabezpieczającymi, aparaturą kontrolno-pomiarową oraz układami sterowania. Praktyczne wskazówki dotyczące I&C zawiera dokument IAEA SSG-39 [15].

**Przepisy [2] i [3], którymi kieruje się UDT, zostały utworzone jako niezależne od technologii jądrowej jaką zostanie przedstawiona Polsce. Zawierają ogólne wymagania dotyczące projektu, podstawowe wymagania bezpieczeństwa i dotyczące dokumentacji oraz, między innymi umożliwiają przyjęcie dokumentów odniesienia zaproponowanych przez projektanta/dostawcę technologii.**



✓	Dzięki takiemu rozwiązaniu, o ile oraz w zakresie, w którym nie stoi to w sprzeczności z naszymi przepisami, jako dokumenty odniesienia mogą także być użyte fragmenty, zaproponowanych przez projektanta, przepisów lub wytycznych regulatora z innego kraju, np. kraju pochodzenia technologii, lecz tylko w zakresie, w którym stanowią one wymagania techniczne oraz wytyczne odpowiednich do technologii instytucji pełniących rolę regulatora.
---	--

Przykładem mogą być przepisy amerykańskie (10 CFR) lub wytyczne U.S. NRC tj. [11]. Uzgodnienie zakresu zastosowania dokumentów odniesienia jest wykonywane na etapie uzgodnienia dokumentacji z UDT.

Kolejnym działaniem UDT na etapie uzgodnienia dokumentacji jest ocena odpowiedniości specyfikacji technicznych. Sprawdzona musi być odpowiedniość merytoryczna, zakresu zastosowania, braku luk w bezpieczeństwie przy łączeniu specyfikacji, hierarchii stosowania standardów oraz pozostałych reguł znanych w technice i normalizacji (art. 37 ustawy [1]).

Należy przy tym wskazać, że normy wycofane oraz nieaktualne edycje innych uznanych reguł technicznych, zgodnie z zasadami obowiązującymi w technice i normalizacji nie są (już) objęte konsensem oraz nie są (już) zatwierdzone przez upoważnione organizacje normalizacyjne. Oznacza to, że takie normy (reguły) ipso facto tracą status uznanych reguł technicznych, ponieważ nie odpowiadają aktualnemu poziomowi techniki.

Zgodnie z obowiązującą w Polsce Ustawą o Normalizacji (Dz.U. 2015 poz. 1483) nie oznacza to automatycznie braku możliwości zastosowania poprzednich wydań specyfikacji. W przypadku zastosowania nieaktualnej normy lub wycofanej edycji innej przedmiotowej reguły technicznej, w ramach podjęcia działań zmierzających do zapewnienia bezpiecznej eksploatacji urządzeń technicznych (art. 2 ustawy [1]), UDT wymaga przeprowadzenia udokumentowanej analizy porównawczej (np. analizy i oceny ryzyka) wymagań określonych w normie (regule) wycofanej oraz normie (regule) aktualnie obowiązującej.

## UPRAWNIANIE WYTWÓRCÓW

Kolejną istotną fazą działalności UDT jest uprawnienie wytwórców (Manufacturer's Approval). Podczas inspekcji uprawniającej UDT weryfikuje zakłady mające wytwarzać urządzenia oraz wyposażenie i systemy I&C w 5 obszarach wymienionych w art. 9 ustawy [1]. Dotyczą one: wdrożenia odpowiednich technologii i systemów zarządzania i kontroli jakości, kompetencji personelu oraz zdolności do prowadzenia badań wytwarzanego zakresu wyposażenia urządzeń podlegających dozorowi technicznemu. Uprawnienie zakładu jest najczęściej pierwszym elementem nadzoru UDT nad wytwarzaniem urządzeń mających pracować w EJ w Polsce.

## BADANIA TECHNICZNE

Na etapie wytwarzania inspektorzy UDT uczestniczą w inspekcjach – badaniach technicznych sprawdzających oraz mogą prowadzić badania typu urządzeń produkowanych seryjnie (Art. 13[1]).

Po zainstalowaniu urządzeń w polskiej elektrowni jądrowej, aż do fazy gotowości do produkcji energii elektrycznej, prowadzone są dalsze inspekcje w etapach wytwarzania, instalowania, rozruchu zimnego i gorącego – przed i po załadunku paliwa.

## Cykl życia bezpieczeństwa systemów I&C [12]

W porównaniu z większością innych obszarów przemysłowych, jedną z głównych cech przemysłu jądrowego jest długi czas życia głównych urządzeń elektrowni w porównaniu z czasem życia komponentów I&C.

W celu uwzględnienia wielokrotnych procesów modernizacji systemów I&C w okresie eksploatacji elektrowni jądrowej, cykl życia I&C (patrz rys. 7) jest formą litery "W" zamiast klasycznej formy „V”. Obecne tendencje do odnawiania licencji elektrowni i przedłużania żywotności urządzeń wzmacniają to podejście.

## APPROVAL OF DOCUMENTATION

Documentation confirming compliance with the requirements of [3], [4], and other reference documents, standards, technical specifications, and guidelines indicated by the designer is subject to documentation approval – one of the four UDT activities at the manufacturing stage of ITNS equipment (Fig. 5). The approval of documentation covers equipment together with its mounting elements and support structures, pressure and safety accessories, protection systems, instrumentation and control equipment, and control systems. Practical guidance on I&C is provided in IAEA Safety Guide SSG-39 [15].

✓	Under this framework, provided they do not conflict with Polish regulations, sections of foreign regulations or guidelines, proposed by the designer may also be used as reference documents, but only to the extent that they constitute technical requirements and guidance issued by competent authorities relevant to the technology.
---	---

An example would be the U.S. regulations (10 CFR) or guidelines of the U.S. NRC [11]. Determining the applicable scope is likewise carried out during the Documentation Approval process with UDT.

Another activity of UDT at the Documentation Approval stage is the assessment of the adequacy of technical specifications. This review must verify the substantive correctness, scope of application, absence of safety gaps when combining specifications, application of hierarchy of applicable standards, and other rules established in engineering practice and standardization (Article 37 of the Act [1]).

It should be noted that withdrawn standards and outdated editions of other recognized technical rules, in accordance with the principles applicable in engineering practice and standardization, are no longer covered by consensus and are no longer approved by the competent standardization bodies. This means that such standards (or rules) ipso facto lose their status as recognized technical rules, as they no longer reflect the current state of the art.

In accordance with the Standardization Act in force in Poland (JoL of 2015, item 1483), this does not automatically mean that it is not possible to apply the previous editions of the specification. In cases where an outdated standard or a withdrawn edition of another substantial technical rule is applied, UDT - as part of taking measures aimed at ensuring the safe operation of technical equipment (Article 2 of the Act [1]), requires a documented comparative analysis (e.g., risk analysis and assessment) of the requirements specified in the withdrawn standard (or rule) against those of the currently applicable one.

## MANUFACTURER'S APPROVAL

Another important phase of UDT activities is the Manufacturer's Approval. During the approval inspection, UDT verifies plants intending to manufacture equipment, as well as I&C systems and components, in the five areas specified in Article 9 of the Act [1], namely: the implementation of appropriate technologies and quality management systems; staff competence; and the ability to carry out testing and examinations of the manufactured equipment subject to technical inspection. Granting Manufacturer's Approval is usually the first step in UDT's oversight of the manufacturing of equipment intended for operation in nuclear power plants in Poland.

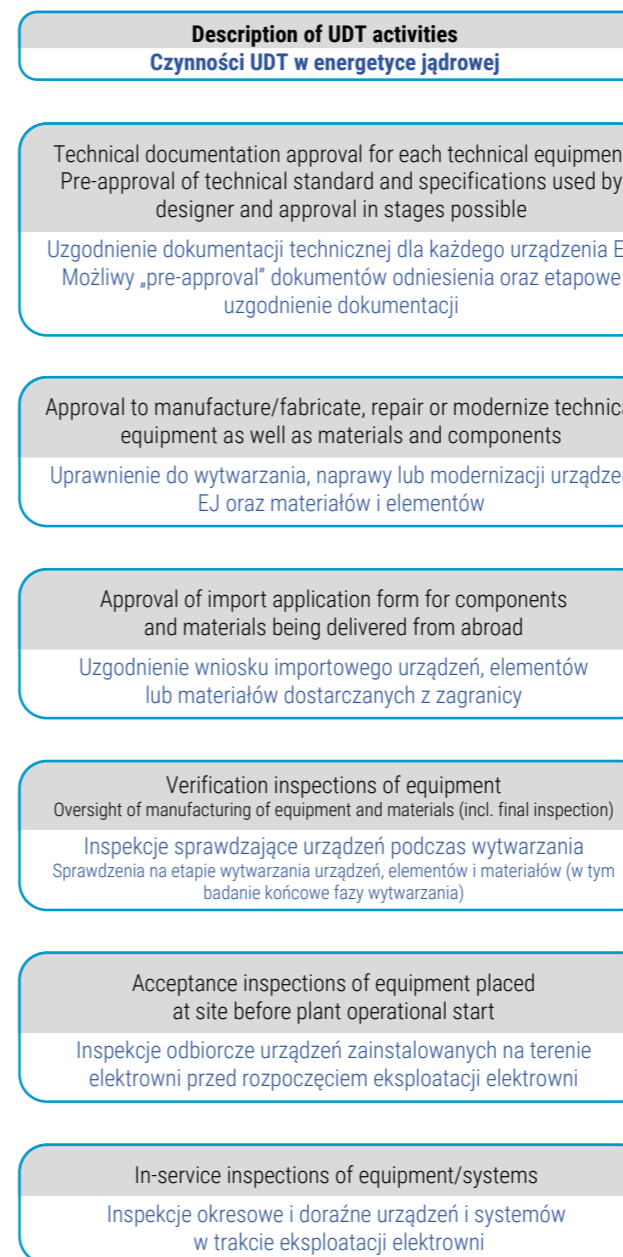
## TECHNICAL INSPECTIONS

At the manufacturing stage, UDT inspectors participate in technical inspections and may also conduct type testing of serially produced equipment (Article 13 [1]).

After the installation of equipment in a Polish nuclear power plant and up to the readiness to start of electricity generation, further inspections are carried out during the stages of manufacturing, installation, cold and hot commissioning, both before and after fuel load.

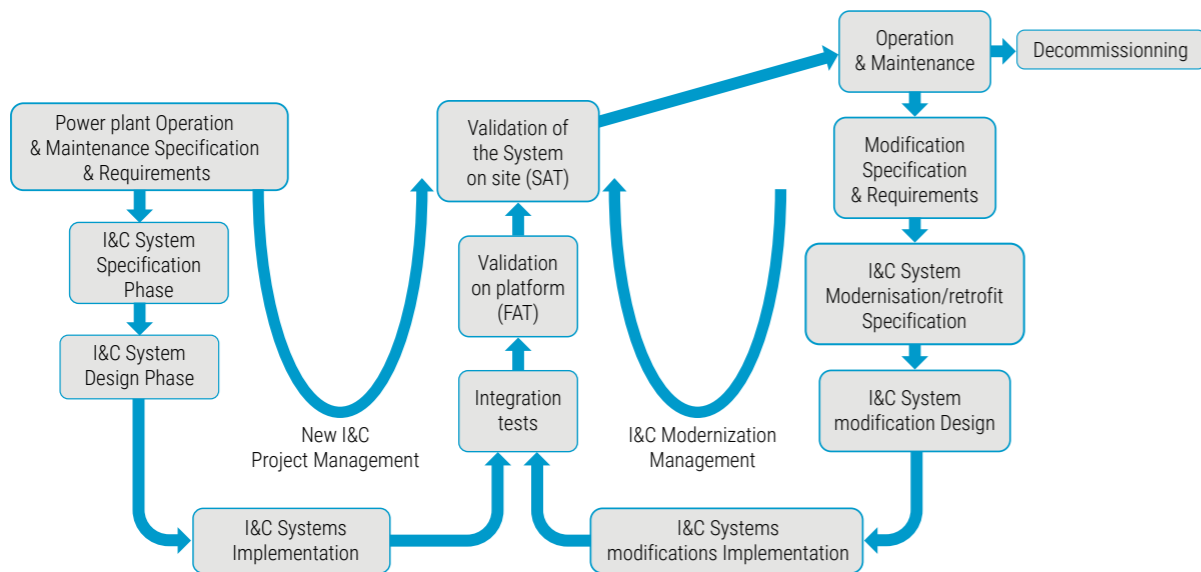
## Life Cycle of I&C Safety Systems [12]

Compared with most other industrial sectors, one of the defining characteristics of the nuclear industry is the long service life of a plant's major equipment in contrast to the much shorter service life of I&C components.



Rys. 6. Czynności UDT w energetyce jądrowej  
Fig. 6. UDT Activities in the Nuclear Energy Sector

**Regulations [2] and [3], applied by UDT, were developed as technology-neutral, independent of whichever nuclear technology is ultimately implemented in Poland. They set out general design requirements, fundamental safety and documentation requirements and, among others, they enable the adoption of reference documents proposed by the designer/technology supplier.**



Rys. 7. Cykl życia I&amp;C [12]

Fig. 7. I&amp;C Life Cycle [12]

Jednym z głównych wymogów bezpieczeństwa jest zapobieganie awariom. Realizuje się to w oparciu o podstawową zasadę obrony w głąb, która polega na łączeniu ze sobą kolejnych i niezależnych poziomów ochrony. Dzięki takiemu rozwiązaniu żaden pojedynczy błąd: ludzki, techniczny lub organizacyjny nie doprowadzi do poważnej awarii.

Analiza zagrożeń powinna być wykonywana na każdym etapie cyklu życia systemu I&C, aby ocenić wpływ pomocniczych systemów, wyposażenia obiektu i innych czynników na systemy I&C. Taka analiza zagrożeń jest wymagana na mocy § 96 i § 97 Rozporządzenia [3] na etapie uzgodnienia dokumentacji.

Oprócz czynności związanych z rozwojem produktów lub systemów na etapie projektowania należy brać pod uwagę zagadnienia związane z czynnikami ludzkimi oraz cyberbezpieczeństwem.

W związku z awarią jaka miała miejsce w Fukushima zrewidowano część wymagań dla systemów nadzoru i kontroli. Projekty nowych elektrowni jądrowych oraz istniejących zostały rozszerzone o dodatkowe urządzenia, które mają na celu łagodzenie skutków sekwencji wypadków i awarii. Nowe projekty także powinny uwzględniać istniejące doświadczenia operacyjne.

### Systemy I&C w reaktorze AP-1000 – ogólna charakterystyka wybranych systemów

Podstawową rolą systemów I&C w reaktorze AP1000 jest ochrona reaktora przed niebezpiecznymi stanami podczas pracy poprzez inicjowanie odpowiednich funkcji w celu złagodzenia skutków zdarzeń projektowych.

Technologia AP-1000 wykorzystuje mechanizmy pasywne, czyli zjawiska fizyczne istniejące naturalnie w przyrodzie, tj. różnica gęstości pomiędzy czynnikiem o wyższej i niższej temperaturze, do wywołania obiegu czynnika chłodzącego i odprowadzania ciepła.

Do aktywacji systemów pasywnych i uruchomienia zjawisk fizycznych do odprowadzania ciepła i ochrony istotnych elementów konstrukcji elektrowni niezbędna jest aktywacja odpowiednich systemów I&C i otwarcie zaworów przy pomocy energii elektrycznej z baterii akumulatorów oraz energii sprężonego powietrza zgromadzonego w systemie przed uruchomieniem reaktora itp. Zasoby energii potrzebnej do aktywacji systemów z zakresu D oraz F (patrz Tabela 2) muszą być utrzymywane i monitorowane podczas pracy reaktora do czego mają służyć niezależne systemy z zakresu E.

**We wszystkich rozwiązaniach elektrowni jądrowych nowych generacji bardzo istotne jest monitorowanie sprawności tych systemów podczas pracy elektrowni.**

Jakiegolwiek nieprawidłowości powinny prowadzić do decyzji o ograniczeniu mocy lub awaryjnym wyłączeniu reaktora. W zależności od ustalonych kryteriów, biorących pod uwagę wymagany czas i możliwości podjęcia działania, decyzja ta może być w pełni automatyczna, pół-automatyczna lub, przez określony czas lub do określonych warunków, pozostawiona do decyzji i działań człowieka (np. w celu usunięcia nieprawidłowości bez zatrzymania reaktora) – po czym powinny aktywować się ustalone działania automatyczne.

Bezpieczeństwo reaktora AP1000 ma być zapewniane przez m.in.:

- ▶ redundantne obiegi i urządzenia (elementy mechaniczne systemów, np. dwa zestawy ACC (acumulators) oraz CMT (core make-up tanks) w systemie obiegu pierwotnego) pod kontrolą systemów bezpieczeństwa,
- ▶ odpowiednią architekturę systemów oraz ich komponentów (inicjatorów oraz elementów wykonawczych zaworów) zapewniającą poprawne funkcjonowanie systemu nawet w przypadku pojedynczych czy podwójnych uszkodzeń,
- ▶ niezależność systemów (system PMS jest systemem, w którym przetwarzanie programu logicznego wykonane jest w innej technologii niż w systemie PLS, a komunikacja zawiera ograniczenia dla kierunku transmisji danych),
- ▶ modułarną budowę systemu wraz z zapewnionym podtrzymaniem pracy z kilku źródeł zasilania, w tym z redundantnych zestawów baterii objętych ciągłym monitoringiem stanu technicznego,

To account for the multiple modernization processes of I&C systems throughout the operating lifetime of a nuclear power plant, the I&C life cycle (see Fig. 7) follows a “W-shaped” model rather than the classic “V-shaped” model. Current trends in license renewal and plant life extension further reinforce this approach.

One of the fundamental safety requirements is the prevention of failures. This is achieved on the basis of the principle of defense-in-depth, which relies on combining successive and independent layers of protection. Such an approach ensures that no single human, technical, or organizational error can lead to a serious accident.

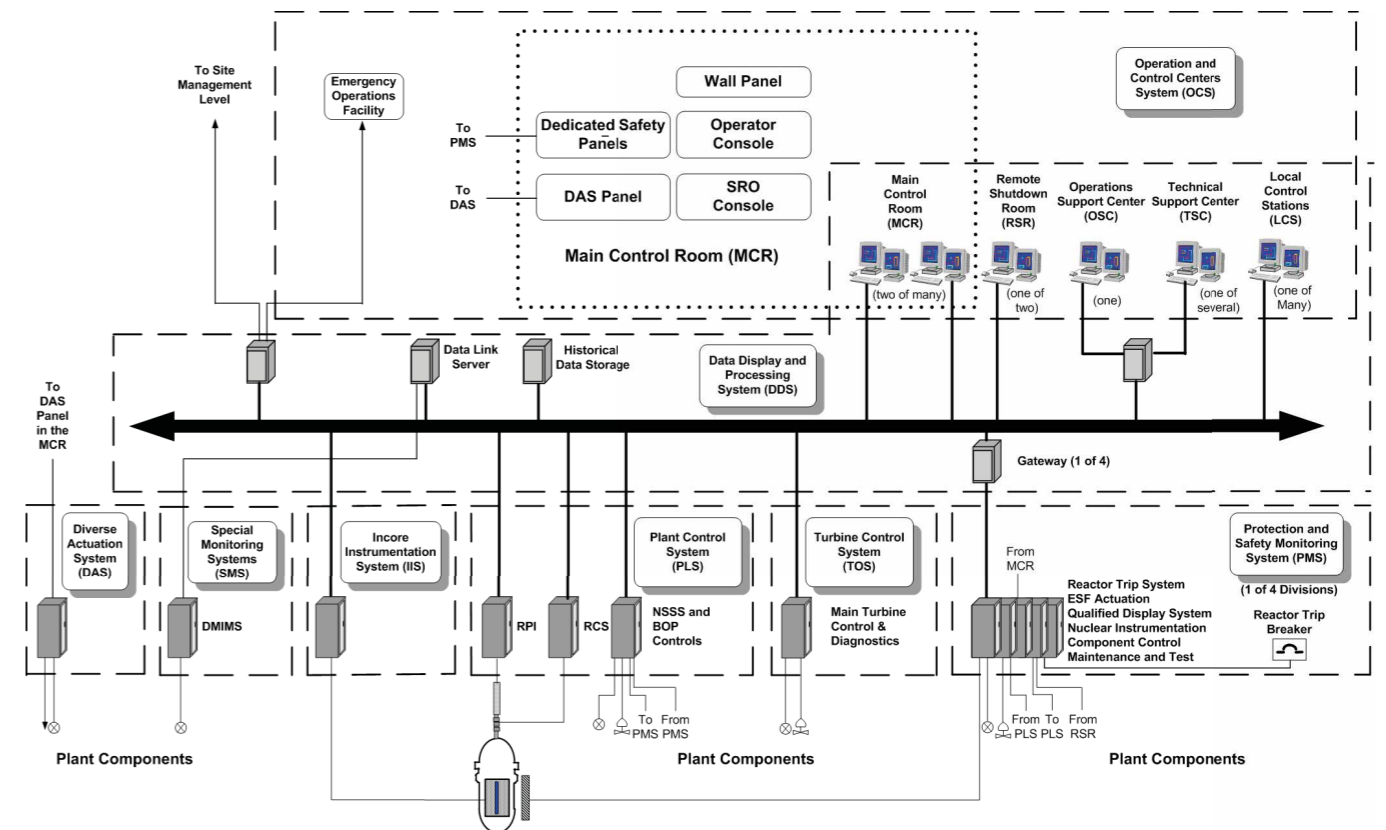
A hazard analysis should be performed at every stage of the I&C system life cycle in order to assess the influence of supporting systems, plant equipment, and external factors on the I&C systems. Such hazard analysis is required by § 96 and § 97 of Regulation [3] at the Documentation Approval stage.

In addition to product or system development activities carried out at the design stage, it is also essential to take into account issues related to human factors and cybersecurity.

Following the Fukushima accident, part of the requirements for monitoring and control systems was revised. Both new nuclear power plant designs and existing facilities have since been supplemented with additional systems aimed at mitigating the consequences of accident sequences and failures. New designs should incorporate the lessons learned from existing operational experience.

### I&C Systems in the AP1000 Reactor – General Characteristics of Selected Systems

The primary role of the I&C systems in the AP1000 reactor is to protect the reactor against hazardous operating conditions by initiating the appropriate functions to mitigate the consequences of design-basis events.



Rys. 8. Ogólna struktura systemów I&amp;C w AP 1000 [16]

Fig. 8. Overview of the AP 1000 I&amp;C Systems Architecture [16]

The AP1000 technology employs passive mechanisms, i.e., naturally occurring physical phenomena such as the difference in density between fluids at higher and lower temperatures, to induce coolant circulation and remove heat.

To activate the passive systems and initiate the physical phenomena responsible for heat removal and the protection of key structural elements of the plant, it is necessary to engage the appropriate I&C systems and open valves using power supplied from battery banks and compressed air stored in the system prior to reactor startup etc. The energy resources needed to activate the D and F systems (see Table 2) must be maintained and monitored during the operation of the reactor, for which independent E systems are to be used.

- ▶ kwalifikowane wyposażenie systemów I&C do pracy w warunkach narażenia na promieniowanie i inne czynniki [7],
- ▶ wielopoziomowy dobór wartości nastaw systemów bezpieczeństwa [8, 9],
- ▶ analizy wskazań czujników i zaplanowanie recalibracji, czynności serwisowej i wymiany.

#### Główne systemy I&C w technologii AP1000

##### PMS (Protection and Safety Monitoring System)

Wykonuje funkcje związane z wyłączeniem reaktora, uruchamia zaprojektowane elementy bezpieczeństwa oraz funkcje związane z wyświetlaniem kluczowych informacji na monitorach umieszczonych w głównej sterowni. Wykrywa warunki odbiegające od nominalnych i uruchamia funkcje związane z bezpieczeństwem, niezbędne do osiągnięcia i utrzymania reaktora w stanie bezpiecznego wyłączenia. Składa się z czterech dywizji podsystemów, z których każda jest w stanie wykonać zadania zaprojektowane dla systemu, w tym za uruchomienie pasywnego systemu odprowadzania ciepła.

##### PLS (Plant Control System)

Zapewnia funkcje niezbędne do normalnego sterowania reaktorem od włączenia do osiągnięcia pełnej mocy oraz jego normalnego wyłączenia. Odpowiada za kontrolę mocy, ciśnienia, poziomu wody w stabilizatorze ciśnienia itp. oraz kontroluje przepływ wody zasilającej i wykonuje inne funkcje powiązane z regulacją wytwarzanej mocy oraz jego normalnego wyłączenia.

PLS nie jest systemem safety-related wg klasyfikacji bazującej na definicji z 10 CFR 50.2. Wg polskich przepisów będzie on jednak klasyfikowany jako odpowiadający § 4.1 lub § 4.2 rozp. [3], w zależności od decyzji PAA dotyczącej klasyfikacji systemów.

##### DAS (Diverse Actuation System)

Jest to system wykonany w technologii bez cyklicznego przetwarzania programu logicznego. Użycie całkowicie niezależnej i odmiennej technologii daje możliwość podjęcia działań przez operatora nawet w przypadku uszkodzenia systemu PLS lub PMS i zapewnia alternatywny sposób inicjowania wyłączenia reaktora oraz uruchamiania zaprojektowanych funkcji bezpieczeństwa. Jest to niezależny system obejmujący elementy pomiarowe, wykonawcze i prezentujące dane w sterowni, niezwiązany z żadnym innym systemem, dostarczający obsłudze bieżące, niezależne informacje o stanie elektrowni jądrowej.

## PODSUMOWANIE

W obszarze jądrowym wymagania są podobne, lecz odpowiednio wyższe niż w obszarze konwencjonalnym. Jest to związane z wyższym poziomem ryzyka stwarzanym przez urządzenia przeznaczone do celów jądrowych, które mogą stwarzać zagrożenia zarówno „konwencjonalne”, jak i „jądrowe” – wyłącznie lub łącznie.

Odnośząc się do aktualnych zadań UDT w obszarze EJ związanych z budową w Polsce elektrowni jądrowej w technologii AP1000 należy zapewnić, że zidentyfikowane różnice w regulacji bezpieczeństwa przemysłowego i jądrowego pomiędzy Europą a USA są na bieżąco dyskutowane i skutecznie wyjaśniane pomiędzy UDT i pozostałymi podmiotami zaangażowanymi w ten projekt. Pozytywne rezultaty przynosi długoletnie przygotowywanie kadry UDT do powierzonych zadań oraz bardzo dobra współpraca i wsparcie ze strony Ministerstwa Gospodarki, PAA, IAEA oraz US.NRC. Kluczowe i warte uznania jest także zaangażowanie inwestora (PEJ), dostawcy technologii oraz konsorcjum WEC/Bechtel.



#### Literatura:

1. Ustawa z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozorcze technicznym ( Dz.U. 2024 poz. 1194)
2. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2013 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz.U. 2014 poz. 111)
3. Rozporządzenie Ministra Rozwoju z dnia 20 maja 2016 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz.U. 2016 poz. 909)
4. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego (Dz.U. 2012 poz. 1048)
5. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 11 lutego 2013 r. w sprawie wymagań dotyczących rozruchu i eksploatacji obiektów jądrowych (Dz.U. 2013 poz. 281)
6. NUREG/CR-6992, Instrumentation and Controls in Nuclear Power Plants: An Emerging Technologies Update.
7. IEEE 323 IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations
8. ISA67.04, Setpoints for Safety-Related Instrumentation Used in Nuclear Power Plants
9. IEEE 603-2018 IEEE Standard Criteria for Safety Systems for Nuclear Power Generating Stations
10. IEC 61226 Nuclear power plants – Instrumentation, control and electrical power systems important to safety – Categorization of functions and classification of systems
11. RG 1.97 Criteria For Accident Monitoring Instrumentation For Nuclear Power Plants
12. IAEA NP-T-3.12 Core Knowledge on Instrumentation and Control Systems in Nuclear Power Plants
13. 2022 Edition of the IAEA Nuclear Safety and Security Glossary
14. IAEA SSG-30 Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants
15. IAEA SSG-39 Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants
16. APP-GW-GLR-065-NP, Revision 1, "AP1000 I&C Data Communication and Manual Control of Safety Systems and Components."
17. ISO 19443:2018/Amd 1:2024 Quality management systems – Specific requirements for the application of ISO 9001:2015 by organizations in the supply chain of the nuclear energy sector supplying products and services important to nuclear safety (ITNS); Amendment 1: Climate action changes

#### In all new-generation nuclear power plants, continuous monitoring of the operability of these systems during plant operation is of critical importance.

Any detected anomalies should lead to a decision to either reduce reactor power or initiate a reactor trip. Depending on predefined criteria - taking into account the required response time and the feasibility of corrective actions - this decision may be fully automatic, semi-automatic, or, for a defined time or under specific conditions, left to the operator's judgment (e.g., to attempt to correct the anomaly without shutting down the reactor), after which predetermined automatic actions must be activated.

The safety of the AP1000 reactor has to be ensured, among other things, by:

- ▶ Redundant loops and equipment (e.g., two sets of ACC (accumulators) and CMT (core make-up tanks) tanks in the primary circuit) controlled by safety systems,
- ▶ Appropriate architecture of system and its components (initiators and valve actuators) designed to maintain correct functionality even in the event of single or double failures,
- ▶ System independence, e.g., the PMS (Protection and Monitoring System) uses a logic-processing technology different from that of the PLS (Plant Control System), with one-way restrictions on data transmission between the two,
- ▶ Modular system design with multiple power sources, including redundant battery sets under continuous condition monitoring,
- ▶ Qualified I&C equipment capable of operating under radiation exposure and other environmental stressors [7],
- ▶ Multi-tiered selection of setpoints for safety systems [8, 9],
- ▶ Sensor signal analysis combined with scheduled recalibration, maintenance activities, and equipment replacement.

#### Main I&C systems in the AP1000 Technology

##### PMS (Protection and Safety Monitoring System)

The PMS performs functions related to reactor shutdown, actuates engineered safety features, and supports functions associated with the display of key information on the control room monitors. It detects abnormal conditions and initiates the safety functions necessary to bring the reactor to, and maintain it in a safe shutdown condition. The system consists of four subsystems divisions, each fully capable of performing the tasks for which the system is designed, in this for actuating the passive residual heat removal system.

##### PLS (Plant Control System)

The PLS provides the functions required for normal reactor operation, from startup through full power and its normal shut-down. It controls reactor power, pressure, pressurizer water level etc. and it regulates feedwater flow and performs other power control functions. The PLS is not classified as safety-related under the definition in 10 CFR 50.2. However, under Polish regulations it would be classified under §4.1 or §4.2 of Regulation [3], depending on the decision of the National Atomic Energy Agency (PAA) on systems classification.

##### DAS (Diverse Actuation System)

The DAS is implemented using technology that does not rely on cyclic logic processing. The use of completely independent and different technology ensures that operator action remains possible even if the PLS or PMS were to fail, by providing an independent means of initiating reactor shutdown and actuating engineered safety functions. The DAS is a stand-alone system comprising its own sensors, actuators, and operator displays in the control room. It is fully independent from other systems and provides the operating staff with continuous, independent information on the nuclear power plant's status.

## SUMMARY

In the nuclear field, the requirements are similar to those in the conventional sector, but set at appropriately higher levels. This reflects the greater risks posed by equipment intended for nuclear applications, which may present both "conventional" and "nuclear" hazards, either separately or in combination.

With regard to the current responsibilities of UDT in the nuclear sector, related to the construction of Poland's first nuclear power plant using AP1000 technology, it must be assured that the identified differences in industrial and nuclear safety regulations between Europe and the United States are being actively and effectively discussed and resolved between UDT and other parties involved in the project. Positive results are also being achieved thanks to UDT long-standing preparation of its personnel for their assigned tasks, as well as the excellent cooperation and support provided by the Ministry of Economy, the National Atomic Energy Agency (PAA), the IAEA, and the U.S. NRC. Also crucial and worthy of recognition is the commitment of the operator (PEJ), technology provider and the WEC/Bechtel consortium.

#### References:

1. The Act of 21 December 2000 on Technical Inspection (Journal of Laws 2024, item 1194)
2. Regulation of the Council of Ministers of 17 December 2013 on the types of technical equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant (Journal of Laws 2014, item 111).
3. Regulation of the Minister of Development of 20 May 2016 on the technical inspection requirements for technical equipment or equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant (Journal of Laws 2016, item 909).
4. [4] Regulation of the Council of Ministers of 31 August 2012 on nuclear safety and radiological protection requirements to be taken into account in the design of a nuclear facility (Journal of Laws 2012, item 1048)
5. Regulation of the Council of Ministers of 11 February 2013 on requirements for the commissioning and operation of nuclear facilities (Journal of Laws 2013, item 281)
6. NUREG/CR-6992, Instrumentation and Controls in Nuclear Power Plants: An Emerging Technologies Update.
7. IEEE 323 IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations
8. ISA67.04, Setpoints for Safety-Related Instrumentation Used in Nuclear Power Plants
9. IEEE 603-2018 IEEE Standard Criteria for Safety Systems for Nuclear Power Generating Stations
10. IEC 61226 Nuclear power plants – Instrumentation, control and electrical power systems important to safety – Categorization of functions and classification of systems
11. RG 1.97 Criteria For Accident Monitoring Instrumentation For Nuclear Power Plants
12. IAEA NP-T-3.12 Core Knowledge on Instrumentation and Control Systems in Nuclear Power Plants
13. 2022 Edition of the IAEA Nuclear Safety and Security Glossary
14. IAEA SSG-30 Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants
15. IAEA SSG-39 Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants
16. APP-GW-GLR-065-NP, Revision 1, "AP1000 I&C Data Communication and Manual Control of Safety Systems and Components."
17. ISO 19443:2018/Amd 1:2024 Quality management systems – Specific requirements for the application of ISO 9001:2015 by organizations in the supply chain of the nuclear energy sector supplying products and services important to nuclear safety (ITNS); Amendment 1: Climate action changes



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
ADAM KOWALEWSKI**

Starszy Specjalista Urzędzeń Transportu Bliskiego  
Dział Oceny Zgodności  
Oddział we Wrocławiu  
Urząd Dozoru Technicznego

Senior Specialist for Material Handling Devices  
Wrocław Branch Office  
Office of Technical Inspection (UDT)



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
SEBASTIAN KOSOWSKI**

Ekspert Urzędzeń Transportu Bliskiego  
Biuro w Olsztynie  
Oddział w Gdańsku  
Urząd Dozoru Technicznego

Expert Material Handling Devices  
Gdańsk (Olsztyn) Branch Office  
Office of Technical Inspection (UDT)

# URZĄDZENIA TRANSPORTU BLISKIEGO\* w elektrowniach jądrowych typu PWR i BWR istotne dla bezpieczeństwa jądrowego

# MATERIAL HANDLING DEVICES\* in PWR and BWR Nuclear Power Plants Relevant to Nuclear Safety

\* Urządzenia Transportu Bliskiego (UTB) - Overhead Lifting Equipment (OLE) - concerns mainly overhead nuclear cranes  
Material Handling Devices (MHD) - concerns all the lifting, handling, moving, hauling equipments e.g. mobile platforms, cranes, lifts

## Przepisy prawa krajowego

### 1. Ustawa art. 4 i 5.4

Ustawa z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozoru technicznym [1] określa zasady, zakres i formy wykonywania dozoru technicznego oraz jednostki właściwe do jego wykonywania. Artykuł 4 tej ustawy definiuje urządzenia techniczne. To urządzenia, które mogą stwarzać zagrożenie dla życia lub zdrowia ludzkiego oraz mienia i środowiska wskutek między innymi wyzwolenia energii potencjalnej lub kinetycznej przy przemieszczaniu ludzi lub ładunków w ograniczonym zasięgu (dalej zwane UTB – urządzenia transportu bliskiego).

Zgodnie z artykułem 5.4. ustawy [1] Rada Ministrów określiła, w drodze rozporządzenia, rodzaje urządzeń technicznych lub urządzeń mogących stwarzać inne niż określone w art. 4 pkt 1 zagrożenia dla życia lub zdrowia ludzkiego oraz mienia i środowiska, podlegające dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej, biorąc pod uwagę realizowane przez te urządzenia funkcje bezpieczeństwa w elektrowni jądrowej.

### 2. Rozporządzenie podległościowe

Na podstawie delegacji ustawy [1] w dniu 22 stycznia 2014 r. opublikowano Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2013 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej [2].

Zgodnie z art. 1 tego rozporządzenia określono rodzaje urządzeń technicznych lub urządzeń mogących stwarzać, inne niż określone w art. 4 pkt 1 ustawy [1], zagrożenia dla życia lub zdrowia ludzkiego oraz mienia i środowiska, podlegające dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej.

W ramach 14 typów urządzeń technicznych, wymienione w rozporządzeniu [2] zostały:

► (punkt 13) urządzenia transportu bliskiego, stanowiące wyposażenie transportowo-technologiczne do przemieszczania elementów konstrukcji reaktora lub przemieszczania i składowania paliwa jądrowego, wraz z osprzętem do podnoszenia i wyposażeniem wymiennym, mające istot-

ne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w szczególności maszyny przeładownicze lub załadownicze;

► (punkt 14) urządzenia transportu bliskiego, inne niż wymienione w pkt 13, służące do przemieszczania osób lub ładunków o ograniczonym zasięgu, wraz z osprzętem do podnoszenia i wyposażeniem wymiennym.

### 3. Ustawa o DT art. 8 ust. 5a

Ustawa [1] w artykule 8.5a deleguje na Ministra właściwego do spraw energii określenie, w drodze rozporządzenia, warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń, o których mowa w przepisach wykonawczych wydanych na podstawie art. 5 ust. 4, w zakresie:

- 1) projektowania,
- 2) materiałów i elementów stosowanych do wytwarzania, naprawy lub modernizacji,
- 3) wytwarzania,
- 4) eksploatacji,
- 5) naprawy i modernizacji,
- 6) likwidacji

- w szczególności wymagania dotyczące konstrukcji, obliczeń wytrzymałościowych, budowy, osprzętu, oznaczeń, materiałów i elementów, zakresu badań technicznych urządzeń, materiałów i elementów, terminów badań okresowych, rodzaju dokumentacji niezbędnej do objęcia dozorem i potwierdzenia kwalifikowania oraz wykonania połączeń nierozłącznych, przeróbki plastycznej i obróbki cieplnej, kwalifikowania i wykonywania badań nieniszczących oraz obsługi i konserwacji, uwzględniając stopień zagrożenia związany z bezpiecznym funkcjonowaniem i eksploatacją tych urządzeń powodowany wpływem promieniowania jonizującego.

### 4. Warunki techniczne dla urządzeń EJ

Na podstawie delegacji ustawy [1] w dniu 24 czerwca 2016 r. Minister Rozwoju wydał Rozporządzenie z dnia 20 maja 2016 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej, dalej zwanymi „urządzeniami EJ” [3].

## National Legal Framework

### 1. Articles 4 and 5(4) of the Act

The Act of 21 December 2000 on Technical Inspection [1] establishes the principles, scope, and procedures for the exercise of technical inspection, as well as the competent supervisory authorities. Article 4 of the Act defines technical equipment as equipment that may present a hazard to human life or health, property, or the environment, including, but not limited to, equipment that may release potential or kinetic energy in the course of moving people or loads over a limited range.

Pursuant to Article 5(4) of the same Act [1], the Council of Ministers has issued a regulation specifying the types of technical equipment or equipment that may pose risks other than those defined in Article 4(1) that are subject to technical inspection within a nuclear power plant. The regulation takes into account the safety functions performed by such equipment in the context of nuclear facility operation.

### 2. Subordinate Regulation

Pursuant to the delegation provided in the Act [1], the Regulation of the Council of Ministers of 17 December 2013 on the types of technical equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant [2] was published on 22 January 2014.

In accordance with Article 1 of the Regulation, the document defines the types of technical equipment or equipment that may pose risks other than those identified in Article 4(1) of the Act [1] that are subject to technical inspection within a nuclear power plant.

Among the 14 categories of technical equipment listed in the Regulation [2], the following types of them are included:

► Item 13: material handling devices (MHD) forming part of the transport and technological infrastructure used for the movement of reactor structural components or for the transfer and storage of nuclear fuel. This includes lifting accessories and interchangeable equipment, where such equipment is critical for ensuring nuclear safety and radiation protection,

particularly fuel loading and refuelling machines.

► Item 14: material handling devices (MHD) not listed under Item 13, used for the movement of persons or loads within a restricted range, together with associated lifting accessories and interchangeable equipment.

### 3. Article 8(5a) of the Technical Inspection Act

Under Article 8(5a) of the Act [1], the Minister competent for energy affairs is authorized to define, by regulation, the technical inspection requirements applicable to technical equipment and devices specified in implementing acts issued under Article 5 (4). These requirements may cover the following areas:  
1) design,  
2) materials and components used in manufacturing, repair, or modernization,  
3) manufacturing,  
4) operation,  
5) repair and modernization,  
6) decommissioning.

In particular, the regulation may specify requirements concerning construction, strength calculations, design, accessories, markings, materials and components, the scope and frequency of technical inspections of equipment, materials and components, deadlines for periodic testing, the required documentation for inspection and qualification purposes, execution of permanent joints, plastic forming and heat treatment, qualification and performance of non-destructive testing, as well as equipment operation and maintenance, taking into account the level of risk associated with the safe operation of such equipment in the presence of ionizing radiation.

### 4. Technical Requirements for Equipment Used in Nuclear Power Plants

Pursuant to the above-mentioned delegation of authority [1], on 24 June 2016, the Minister of Economic Development issued the Regulation of 20 May 2016 on the technical requirements for technical inspection of equipment and devices subject to inspection in a nuclear power plant (hereinafter referred to as “nuclear power plant equipment”) [3].

W § 3 [3] podano, iż podstawą różnicowania warunków technicznych, o których mowa w § 1 [3] (odwołanie do art. 8.5a [1]), dla urządzeń EJ jest klasyfikacja bezpieczeństwa, o której mowa w art. 36j Ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz. U. z 2014 r. poz. 1512, z 2015 r. poz. 1505 i 1893 oraz z 2016 r. poz. 266), zwanej dalej „ustawą – Prawo atomowe” [4].

W § 4.1. [3] podano, iż dla urządzeń EJ należących do odpowiedniej klasy bezpieczeństwa stosuje się wymagania techniczne określone w dokumentach odniesienia mających zastosowanie do tych urządzeń, o ile przepisy rozporządzenia nie stanowią inaczej. Natomiast dla urządzeń EJ (§ 4.2 [3]), dla których nie określono klasy bezpieczeństwa, stosuje się wymagania zawarte w normach technicznych właściwych dla danych urządzeń oraz w innych specyfikacjach technicznych dotyczących wymagań projektowych, o ile przepisy niniejszego rozporządzenia nie stanowią inaczej.

Oddzielną grupą są urządzenia techniczne zainstalowane i eksploatowane w elektrowni jądrowej, które nie mają znaczenia dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (§ 6 [3]). Dla tych urządzeń stosuje się warunki techniczne określone w przepisach wydanych na podstawie art. 8 ust. 4 ustawy [1] lub ustalone z Prezesem UDT w trybie art. 8 ust. 6 tej ustawy.

Z powyższych informacji wynika, że urządzenia mogące stwarzać – w trakcie eksploatacji – zagrożenie dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (wymienione w § 4.1 i 4.2 [3]) wytwarza się i eksploatuje zgodnie z rozporządzeniem dla urządzeń EJ oraz właściwymi specyfikacjami lub normami technicznymi.

W przypadku pozostałych urządzeń, które nie powodują zagrożenia emisją radioaktywną, stosuje się – zgodnie z prawem europejskim – dyrektywy oraz zharmonizowane z nimi normy techniczne. Dotyczy to urządzeń UTB poza wyspą jądrową (obudową bezpieczeństwa) oraz nieuczestniczących w przeładunku paliwa jądrowego lub przeładunku/przemieszczaniu zużytego paliwa jądrowego.



Rys. 1A. Przykładowe urządzenie transportu bliskiego (UTB), stanowiące wyposażenie transportowo-technologiczne do przemieszczania i składowania paliwa jądrowego (wg § 2. 1 pkt. 13 [2])

Fig. 1A. Examples of Overhead lifting equipment (OLE) forming part of the transport and process infrastructure used for the handling and storage of nuclear fuel (in accordance with §2(1) (13) of [2])



Poza rozporządzeniem w sprawie warunków urządzeń EJ obowiązują też zapisy z dyrektywy maszynowej 2006/42/WE, w której to art. 1 pkt. 2. określił, iż z zakresu niniejszej dyrektywy wyłączone są:

„c) maszyny specjalnie zaprojektowane lub oddane do użytku do celów jądrowych, które w przypadku uszkodzenia mogą spowodować emisję radioaktywną”.

W nowym rozporządzeniu Parlamentu Europejskiego i Rady Unii Europejskiej 2023/1230 w sprawie maszyn, obowiązującym od 20.01.2027 r. i potocznie nazywanym „Nową dyrektywą maszynową”, będzie obowiązywał podobny zapis (art. 2 pkt. 2) określający, iż rozporządzenia nie stosuje się do:

„c) maszyn i produktów powiązanych specjalnie zaprojektowanych do stosowania lub stosowanych w obiekcie jądrowym, których zgodność z niniejszym rozporządzeniem mogłaby zagrozić bezpieczeństwu jądrowemu tego obiektu”.

Warto w tym miejscu przytoczyć zapisy komentarza do art. 1 (2) c) dyrektywy maszynowej 2006/42/WE zawartego w § 50 Guide to application of the Machinery Directive 2006/42/EC Edition 2.3 – April 2024 (Update of 2nd Edition) <https://ec.europa.eu/docsroom/documents/60145>

#### Article 1 (2)

...  
(c) machinery specially designed or put into service for nuclear purposes which, in the event of failure, may result in an emission of radioactivity;

#### §50 Maszyny przeznaczone do pracy w elektrowniach jądrowych

Wyłączenie określone w artykule 1 ust. 2 lit. c dotyczy maszyn specjalnie zaprojektowanych do zastosowań w energetyce jądrowej lub do produkcji bądź przetwarzania materiałów radioaktywnych, których awaria może skutkować emisją promieniowania jonizującego. Maszyny wykorzystywane w przemyśle jądrowym, takie jak wózki podnośnikowe, dźwignice czy generatory, które nie stwarzają ryzyka emisji promieniowania radioaktywnego i/lub których awaria lub uszkodzenie nie prowadzi bezpośrednio do takiej emisji radioaktywnego, nie są wyłączone z zakresu stosowania Dyrektywy Maszynowej.

Maszyny objęte wyłączeniem z art. 1 ust. 2 lit. c należy również odróżnić od maszyn zawierających źródła promieniowania, np. do wykorzystywania pomiarów, realizacji badań nieniszczących lub zapobiegania gromadzeniu się ładunków elektrostatycznych. Ponieważ nie są one zaprojektowane ani używane do celów energetyki jądrowej, zatem nie są wyłączone z zakresu Dyrektywy Maszynowej – zob. §232: komentarz do sekcji 1.5.10 załącznika I.

Należy zauważyć, że stosowanie radioaktywnych źródeł może podlegać obowiązkowi uzyskania zezwolenia oraz kontroli zgodnie z krajowymi przepisami wdrażającymi Dyrektywę 96/29/Euratom oraz Dyrektywę 2003/122/Euratom\*.

\*Dyrektywa Rady 96/29/Euratom z dnia 13 maja 1996 r. ustanawiająca podstawowe normy bezpieczeństwa w zakresie ochrony zdrowia pracowników i ludności przed zagrożeniami wynikającymi z promieniowania jonizującego. Dz.U. L 159 z 29.06.1996, s. 1; Dyrektywa Rady 2003/122/Euratom z dnia 22 grudnia 2003 r. dotycząca kontroli źródeł promieniowania o wysokiej aktywności.

According to §3 of the Regulation [3], the basis for differentiating the technical inspection requirements referred to in §1 (implementing Article 8(5a) of the Act [1]) is the safety classification set out in Article 36j of the Atomic Law Act of 29 November 2000 (Journal of Laws 2014, item 1512; 2015, items 1505 and 1893; 2016, item 266), hereinafter referred to as the Atomic Law [4].

As stated in §4(1) of the Regulation [3], for nuclear power plant equipment assigned to a specific safety class, the technical requirements set out in applicable reference documents shall apply, unless otherwise specified by the Regulation. In cases where no safety class has been assigned (§4(2)(3)), the requirements contained in the relevant technical standards and other design-related technical specifications shall apply, unless otherwise stated.

A separate category includes technical equipment installed and operated in a nuclear power plant that is not relevant to nuclear safety or radiological protection (§6[3]). For such equipment, the applicable technical requirements are those specified in regulations issued under Article 8(4) of the Act [1], or requirements determined in agreement with the President of the Office of Technical Inspection (UDT) under Article 8 (6).

Accordingly, equipment that may pose a nuclear safety or radiological protection risk during operation (as referred to in §4(1) and §4(2)) must be manufactured and operated in compliance with both the provisions of the Regulation on nuclear power plant equipment and the relevant technical specifications or standards.

For other equipment that does not involve the risk of radioactive release, EU law applies - specifically, the relevant EU directives and their harmonized technical standards. This applies to material handling devices (MHD) located outside the nuclear island (containment structure) and not involved in the handling or transfer of nuclear fuel or spent fuel.



Rys. 1B. Wybrane przykłady UTB zainstalowanych i eksploatowanych w elektrowni jądrowej, które nie mają znaczenia dla bezpieczeństwa jądrowego wg §. 6 [3]  
Fig. 1B. Examples of material handling devices (MHD) installed and operated in a nuclear power plant that are not relevant to nuclear safety (in accordance with §6 of [3])



In addition to the provisions of the regulation concerning technical requirements for equipment used in nuclear power plants, the relevant provisions of Directive 2006/42/EC on machinery (the "Machinery Directive") also apply. According to Article 1(2)(c) of the Directive, the following are excluded from its scope:

"(c) machinery specifically designed and constructed for nuclear purposes, the failure of which may result in a release of radioactivity."  
A similar provision is included in the forthcoming Regulation (EU) 2023/1230 of the European Parliament and of the Council on machinery, commonly referred to as the "New Machinery Regulation", which will enter into force on 20 January 2027. As stated in Article 2(2)(c) of the Regulation:

"(c) machinery and related products specifically designed or used for use in a nuclear installation, where compliance with this Regulation could compromise the nuclear safety of the installation."

It is worth referencing here the commentary on Article 1(2)(c) of Directive 2006/42/EC, as provided in §50 of the Guide to the Application of the Machinery Directive 2006/42/EC, Edition 2.3 – April 2024 (Update of the 2nd Edition) <https://ec.europa.eu/docsroom/documents/60145>

#### Article 1 (2)

...  
(c) machinery specially designed or put into service for nuclear purposes which, in the event of failure, may result in an emission of radioactivity;

#### §50 Machinery for nuclear purposes

The exclusion set out in Article 1 (2) (c) concerns machinery specially designed for the purposes of the nuclear power industry or for the production or processing of radioactive materials, the failure of which may result in an emission of radioactivity. Machinery used in the nuclear power industry, such as forklift trucks, cranes and generators, which do not give rise to a risk of emission of radioactivity and/or failure of which do not directly generate radioactive emission, are not excluded from the scope of the Machinery Directive.

The machinery concerned by the exclusion set out in Article 1 (2) (c) is also to be distinguished from machinery incorporating radioactive sources, for example, for the purposes of measurement, non-destructive testing or preventing the accumulation of static electric charge. As they are not designed or used for nuclear purposes and thus are not excluded from the scope of the Machinery Directive – see §232: comments on section 1.5.10 of Annex I.

It should be noted that the use of radioactive sources may be subject to authorisation and control according to the national provisions implementing Directive 96/29/Euratom and Directive 2003/122/Euratom\*.

\*Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996 laying down basic safety standards for the protection of the health of workers and the general public against the dangers arising from ionizing radiation. OJ L 159, 29.06.1996 p. 1; Council Directive 2003/122/Euratom of 22 December 2003 on the control

#### 5. Technical Requirements for material handling devices (MHD) under the Regulation on Equipment for Nuclear Power Plants

Material handling devices (MHD) used in nuclear power plants includes, among other things, specialized transport and process systems for the handling and storage of nuclear fuel. Such equipment must be designed in accordance with the requirements set out in the Regulation on Nuclear Safety and Radiological Protection Requirements to Be Taken into Account in the Design of a Nuclear Facility [5], commonly referred to as the Design Regulation (Title IV, Chapters 6 and 9). In addition, the equipment must comply with the functional requirements specified in the Regulation on Technical Inspection Requirements for Equipment Used in Nuclear Power Plants [3].

## 5. Warunki techniczne UTB zgodnie z rozporządzeniem dla urządzeń EJ

W ramach UTB stosowanego w elektrowni jądrowej znajduje się między innymi specjalistyczne wyposażenie transportowo-technologiczne do przemieszczania i przechowywania paliwa jądrowego, które projektuje się zgodnie z wymaganiami określonymi w rozporządzeniu w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego [5]. W skrócie nazywane jest ono rozporządzeniem projektowym (Dział IV rozdział 6 i 9). Wspomniane wyposażenie projektuje się również w zgodzie z wymaganiami funkcjonalnymi określonymi w rozporządzeniu dla urządzeń EJ [3].

W rozporządzeniu dla urządzeń EJ [3] określono 5 podstawowych UTB, które mogą wpływać na bezpieczeństwo jądrowe oraz ochronę radiologiczną. Są to:
1. urządzenia do przyjmowania i przechowywania paliwa jądrowego przeznaczonego do załadunku do reaktora;
2. urządzenia do przechowywania napromieniowanego paliwa jądrowego i przygotowania do wywozu paliwa wypalonego;
3. urządzenia do częściowego demontażu i montażu reaktora i jego wyposażenia oraz przemieszczania jego elementów;
4. urządzenia do załadunku oraz wyładunku paliwa jądrowego odpowiednio do i z reaktora oraz przeładunku paliwa, w tym urządzenia do kontroli szczelności koszulek elementów paliwowych;
5. urządzenia do przechowywania innych napromieniowanych elementów reaktora do momentu ich wywozu z terenu elektrowni.

Poniżej przedstawiono szczegółowe wymagania dotyczące projektowania i wytwarzania UTB, które przynależą do odpowiednich klas bezpieczeństwa jądrowego:

- UTB, jak i specjalne urządzenia przenoszące zestawy paliwowe, w tym zawieszki i uchwyty (np. zestawy paliwowe), projektuje się w sposób zapobiegający upuszczeniu lub uderzeniu paliwa jądrowego, w szczególności w przypadku utraty zasilania elektrycznego lub wystąpienia wstrząsów sejsmicznych;
- Napędy i sterowanie UTB projektuje się lub dobiera w sposób zapewniający ich niezawodne działanie, uwzględniając potencjalnie możliwe stany związane z nieprawidłowym funkcjonowaniem poszczególnych podzespołów (konieczność wykonania analiz bezpieczeństwa, np. FMEA);
- Rozwiązania projektowe UTB oraz zasady ich działania opracowuje się z wykorzystaniem odpowiednich analiz bezpieczeństwa, opartych na metodach deterministycznej i probabilistycznej (jak wyżej), zapewniając zapobieżenie przypadkowemu powstaniu stanu krytycznego, odpowiednie chłodzenie paliwa jądrowego i ochronę przed promieniowaniem oraz jak najniższe, praktycznie możliwe prawdopodobieństwo uszkodzenia paliwa jądrowego;
- UTB poddaje się analizie ryzyka związanej z możliwością upadku ciężkiego ładunku, której wyniki uwzględnia się w projekcie układu przestrzennego budynków elektrowni jądrowej oraz w konstrukcji i systemie funkcjonowania UTB;
- Nie dopuszcza się do przemieszczania ładunków nad paliwem jądrowym, urządzeniami istotnymi dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego, zapewnia się rozwiązania służące zachowaniu czystości basenów magazynowych paliwa jądrowego;
- W przypadku UTB do przemieszczania paliwa jądrowego probabilistyczna analiza bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowej zawiera ocenę ogólną ryzyka zdarzeń prowadzących do uszkodzenia paliwa jądrowego, uwzględniającą fazy obsługi paliwa i ryzyko związane z jego ewentualnym upadkiem;

• Stosuje się UTB spełniające stawiane im wymagania funkcjonalne, których integralność podzespołów pozostaje niezmienna w okresie eksploatacji zgodnie z warunkami projektowymi, wykazuje się to doświadczeniem oraz za pomocą obliczeń i prób;

• W elektrowni jądrowej stosuje się UTB wytworzone wyłącznie z dostosowanych do tego materiałów, których właściwości spełniają wymagania warunków projektowych i związanych z nimi zjawisk, materiały są zatwierdzone przez Prezesa UDT (inspektorów UDT działających w imieniu Prezesa), a ich właściwości są zweryfikowane;

• UTB projektuje się i wytwarza zgodnie ze szczegółowymi wymaganiami zawartymi w dokumentach odniesienia, z uwzględnieniem wymagań, o których mowa w § 26-29 rozporządzenia dla urządzeń EJ [3] (wymagania obliczeniowe, stosowanie sprawdzonych rozwiązań).

Wspólne wymagania dla UTB z klasą bezpieczeństwa oraz UTB, dla których mogą nie zostać przypisane klasy bezpieczeństwa wyszczególniono poniżej:

• W projekcie UTB zapewnia się możliwość przeprowadzenia prób funkcjonalnych z obciążeniem i bez oraz badań UTB w okresie planowanej eksploatacji;

• UTB, których usterka może spowodować zdarzenie radiacyjne na terenie elektrowni jądrowej lub poza jej terenem, wyposaża się i zabezpiecza w sposób uniemożliwiający doprowadzenie przez pojedynczą usterkę do stanu niebezpiecznego (redundancja zabezpieczeń);

• W przypadku UTB stosowanych do przemieszczania paliwa jądrowego zapobiega się utracie przez nie zdolności do bezpiecznego przenoszenia ładunków w wyniku pojedynczej usterki lub uszkodzenia. W przypadku tych UTB mogą istnieć dodatkowe wymagania dotyczące wyposażenia urządzeń, między innymi w:

- ▶ urządzenia bezpieczeństwa, które zatrzymują ruch w przypadku, gdy obciążenie jest znacznie mniejsze od zakładanego oraz w trakcie podnoszenia i przenoszenia w przypadku: awarii zasilania i spadku napięcia, które zagraża operacji; przecięcia i przekroczenia prędkości ruchów roboczych oraz w przypadku poluzowania ciężna nośnego;
- ▶ urządzenia bezpieczeństwa, które ograniczają ruchy robocze do dopuszczalnych obszarów;
- ▶ mechaniczne odboje służące do zatrzymania ruchów podnoszenia, opuszczania i przemieszczania;
- ▶ rozwiązania techniczne zapobiegające jednoczesnym, nagłym ruchom pionowym i poziomym;
- ▶ ograniczniki prędkości w zakresie zmniejszonej prędkości podnoszenia, opuszczania i przemieszczania;
- ▶ wyłączniki krańcowe zapobiegające ruchom poza określone granice;
- ▶ sygnalizację właściwego zamocowania i odpięcia ładunku;
- ▶ sygnalizację ostrzegawczą składającą się z sygnalizacji akustycznej i optycznej, informującą o przemieszczaniu urządzenia;
- ▶ rozwiązania techniczne uniemożliwiające sterowanie urządzeniem bez zachowania z nim kontaktu wzrokowego w przypadku stosowania sterowania bezprzewodowego;
- ▶ rozwiązania techniczne przedstawiające informację o masie ładunku;
- ▶ wyłączniki zatrzymania awaryjnego wszystkich ruchów roboczych, w miejscach koniecznych dla zapewnienia bezpieczeństwa pracy urządzenia;
- ▶ wyposażenie do określenia dokładnego położenia paliwa jądrowego;
- ▶ oświetlenie i monitoring.

Wymagania odnośnie oprzyrządowania do podnoszenia oraz elementów współpracujących z UTB:

- ▶ Chwytyki UTB, które biorą udział w przemieszczaniu paliwa jądrowego, projektuje się w sposób zapewniający zabezpieczenie przed poluzowaniem uchwytu przez zastosowanie dwóch niezależnych od siebie elementów oraz pozostawianie uchwytu w bezpiecznym położeniu w przypadku awarii zasilania;
- ▶ UTB i ich wyposażenie, które mają kontakt z wodą z basenów magazynowych paliwa jądrowego, projektuje się w sposób uniemożliwiający skaże-

The Regulation [3] identifies five main categories of material handling devices (MHD) that may impact nuclear safety and radiological protection:
1. Equipment for receiving and storing nuclear fuel intended for loading into the reactor;
2. Equipment for storing irradiated nuclear fuel and preparing spent fuel for shipment;
3. Equipment for the partial disassembly and assembly of the reactor and its components, and for handling reactor parts;
4. Equipment for loading and unloading nuclear fuel into and out of the reactor, including fuel transfer systems and equipment for leak testing of fuel rod cladding;
5. Equipment for storing other irradiated reactor components pending their removal from the plant site.

Detailed Design and Manufacturing Requirements for material handling devices (MHD) Assigned to Nuclear Safety Classes

• (MHD) and dedicated fuel-handling devices, including lifting accessories and gripping tools, must be designed to prevent dropping or impact of nuclear fuel, particularly in the event of power loss or seismic events.

• (MHD) drives and control systems must be designed or selected to ensure reliable performance, taking into account all potential failure modes of individual subsystems. Comprehensive safety analyses, such as Failure Mode and Effects Analysis (FMEA), are required.

• (MHD) design solutions and operating principles shall be developed on the basis of appropriate safety analyses, applying both deterministic and probabilistic methods (as referenced above), to ensure the prevention of accidental criticality, adequate cooling of nuclear fuel, radiation protection, and the lowest reasonably achievable probability of fuel damage.

• (MHD) must undergo a risk assessment related to the potential for heavy load drops. The results of this assessment must be incorporated into the spatial layout of nuclear facility buildings and the design and operating principles of the (MHD) system.

• It is prohibited to move loads over nuclear fuel or over equipment important to nuclear safety. Design measures must ensure the cleanliness and protection of spent fuel storage pools.

• For (MHD) used in fuel handling operations, the probabilistic safety assessment (PSA) for the nuclear power plant must include a comprehensive evaluation of risks related to fuel damage, considering all stages of fuel handling and the consequences of a potential fuel drop.

• Only (MHD) that meets the defined functional requirements may be used. The structural integrity of all components must remain intact throughout the equipment's service life under design conditions. This must be demonstrated through analytical calculations, experimental testing, and verification trials.

• In nuclear power plants, (MHD) must be manufactured exclusively from materials specifically approved for this purpose, with properties that comply with all applicable design requirements and associated physical phenomena. These materials must be approved by the President of the Office of Technical Inspection (UDT) (or designated UDT inspectors), and their properties must be independently verified.

• (MHD) must be designed and manufactured in full compliance with the detailed technical requirements set out in applicable reference documents, including the provisions of §26–29 of the Regulation on Technical Inspection Requirements for Equipment Used in Nuclear Power Plants [3], covering strength calculations, use of proven design solutions, and verification methods.

Common Requirements for (MHD) Assigned to a Safety Class and for (MHD) That May Not Be Assigned a Safety Class

• The (MHD) design shall provide for the possibility of performing functional tests both with and without load, as well as in-service testing during the planned operational period;

• (MHD), the failure of which could result in a radiological event within or beyond the nuclear power plant, shall be equipped and safeguarded in such a way that no single fault can lead to a hazardous condition (redundant safety systems shall be provided);

• In the case of (MHD) used for handling nuclear fuel, the design shall prevent the loss of safe load-handling capability due to a single failure or malfunction. For such (MHD), additional equipment requirements may include, among others:

- ▶ Safety devices that stop movement when the actual load is significantly lower than expected, as well as during lifting and traversing operations in the event of a power failure or voltage drop that threatens safe operation, an overload or excessive speed of working movements, or slackening of the load-bearing rope;
- ▶ Safety devices that limit working movements to within permitted operating areas;
- ▶ Mechanical buffers for stopping hoisting, lowering, and traveling;
- ▶ Technical solutions that prevent simultaneous, sudden vertical and horizontal movements;
- ▶ Speed limiters for reducing hoisting, lowering, and traversing speeds;
- ▶ Limit switches to prevent movement beyond predefined boundaries;
- ▶ Indicators for confirming proper attachment and release of the load;
- ▶ Warning signals, consisting of both acoustic and visual alarms, indicating equipment motion;
- ▶ Technical solutions preventing equipment control without direct line-of-sight when using wireless control systems;
- ▶ Load indicators displaying the actual weight of the load being handled;
- ▶ Emergency stop switches for all operational movements, installed at locations necessary to ensure equipment safety;
- ▶ Systems for determining the exact position of nuclear fuel;
- ▶ Lighting and monitoring systems.

Requirements for Lifting Accessories and Components Used with material handling devices (MHD)

- ▶ Grapples used in (MHD) for handling nuclear fuel must be designed to prevent unintentional release of the load by incorporating two independent securing mechanisms, and must remain in a safe position in the event of a power failure.
- ▶ (MHD) and their components that come into contact with water from spent fuel storage pools must be designed to prevent radioactive contamination and to allow for efficient decontamination.
- ▶ Continuous monitoring of temperature, pressure, and radiation levels inside the nuclear fuel transport cask must be ensured, unless the design documentation explicitly justifies that such monitoring is not required. To protect the fuel cask and the transport container from damage in the event of a drop, the equipment must include appropriate shock-absorbing elements as part of its design.

nie promieniotwórcze tych UTB i ich wyposażenia oraz ułatwiający ich dekontaminację; ► Zapewnia się stały pomiar temperatury, ciśnienia i poziomu promieniowania pojemnika do transportu paliwa jądrowego lub wykazuje w dokumentacji projektowej brak konieczności stałego pomiaru. W celu zabezpieczenia pojemnika do transportu paliwa jądrowego i kontenera transportowego przed uszkodzeniem w razie ich upadku projektuje się odpowiednie elementy amortyzujące.

#### 6. Inne wymagania rozporządzenia w sprawie urządzeń EJ

Warunki techniczne określone w rozporządzeniu [3] uzupełnione o dodatkowe wymagania prawne w stosunku do UTB:

- wymagane oznaczenia (np. „numer ewidencyjny nadany przez Prezesa UDT”);
- zakres dokumentacji technicznej;
- sposób prowadzenia przez użytkownika eksploatacji, napraw i modernizacji;
- zakres czynności dozoru technicznego (badania);
- likwidacja.

Terminy wykonywania okresowych badań technicznych określa się w planie zapewnienia bezpiecznego funkcjonowania urządzeń EJ. Natomiast minimalny wymagany zakres badań, nadzoru i kontroli stanu technicznego urządzeń EJ istotnych dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej określa załącznik nr 1 do rozporządzenia [3].

#### 7. Rozporządzenie projektowe

Rada Ministrów 20 września 2012 r. wydała rozporządzenie w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego [5], dalej zwane rozporządzeniem projektowym, które również określa wymagania dla urządzeń przeładunkowych (UTB).

W § 103 mówi się o projekcie obiektu jądrowego, który przewiduje stosowanie systemów lub elementów wyposażenia obiektu jądrowego do transportu odpadów promieniotwórczych i ich bezpiecznego przechowywania na terenie obiektu jądrowego.

Poniżej podano niektóre z wymagań rozporządzenia dotyczące UTB.

Obiekty i elementy wyposażenia obiektu jądrowego służące do przemieszczania lub do przechowywania nienapromieniowanego (świeżego) paliwa jądrowego w obiekcie jądrowym projektuje się tak, żeby między innymi:

- umożliwić kontrolę stanu paliwa jądrowego;
- umożliwić prowadzenie czynności utrzymania w zakresie eksploatacji, napraw i modernizacji oraz kontroli okresowych i prób elementów wyposażenia do przemieszczania lub przechowywania nienapromieniowanego (świeżego) paliwa jądrowego w obiekcie jądrowym;†
- zapobiec upuszczeniu paliwa jądrowego podczas jego przemieszczania.

Obiekty i elementy wyposażenia służące do przechowywania napromieniowanego paliwa jądrowego w obiekcie jądrowym, a także elementy wyposażenia służące do przemieszczania napromieniowanego paliwa jądrowego w obiekcie jądrowym projektuje się tak, żeby między innymi:

- zapobiec upuszczeniu paliwa jądrowego podczas jego przemieszczania;
- zapobiec powstawaniu niedopuszczalnych naprężeń w elementach paliwowych lub zestawach paliwowych, związanych z ich przemieszczaniem;
- zapobiegać nieumyślnemu upuszczeniu na zestawy paliwowe ciężkich przedmiotów, w szczególności takich jak: pojemniki wypalonego paliwa jądrowego, elementy wyposażenia do przemieszczania napromieniowanego paliwa jądrowego lub inne przedmioty, które potencjalnie mogłyby uszkodzić paliwo jądrowe;
- ułatwiać naprawy i likwidację elementów wyposażenia obiektu jądrowego służących do przemieszczania lub przechowywania paliwa jądrowego.

#### Klasy bezpieczeństwa

Zgodnie z terminologią wykorzystywaną przez dostawców technologii jądrowych stosuje się w projekcie elektrowni jądrowej klasy bezpieczeństwa dla wyposażenia określone jako safety related (związane z bezpieczeństwem) oraz non-safety related (niezwiązane „bezpośrednio” z bezpieczeństwem). Jest to terminologia, która obecnie zmienia się z uwagi na inne podejście przemysłu jądrowego do bezpieczeństwa. Co raz częściej podnosi się kwestię wyposażenia tzw. important to safety (wyposażenia

nieuczestniczące bezpośrednio w zapewnieniu bezpieczeństwa, ale przez możliwość jego awarii wpływające na działania wyposażenia safety related). W polskim prawie podobne odwołanie można znaleźć w rozporządzeniu projektowym art. 11.6 [5] „Uszkodzenie w systemie obiektu jądrowego niebędącym systemem bezpieczeństwa nie może wpływać na realizację funkcji bezpieczeństwa przez inne systemy lub elementy konstrukcji lub wyposażenia obiektu jądrowego.”

Na przykładzie rozwiązań proponowanych przez Westinghouse Electric Company zatwierdzonych przez NRC (US Nuclear Regulatory Commission) stosuje się następujący podział klas bezpieczeństwa:

- klasy A, B i C określone jako klasy safety related (wykonywane np. zgodnie z ASME sekcja III lub sekcja VIII - Rules for Constructions of Nuclear Facility Components lub innymi standardami).
- klasa D – jest to klasa non-safety related, jednakże zawiera wyposażenie z powiększonymi wymaganiami jakościowymi, także z elementami important to safety lub backup safety. Dla elementów z tej klasy mających styczność z radioaktywnością musi być udowodnione poprzez konserwatywne analizy, że potencjalne uszkodzenie brane pod uwagę w projekcie nie spowoduje przekroczenia dopuszczalnych dawek promieniowania. Przykładem takiego UTB jest polar crane (suwnica biegunowa).
- klasy E, F itd. są określone jako non-safety related (wykonywane zgodnie z normami przewidzianymi dla przemysłu)

W polskim prawie w zakresie klasyfikacji bezpieczeństwa obowiązuje Art. 36j. Ustawy Prawo Atomowe [4]:

„Dla każdego systemu oraz elementu konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego, mającego istotne znaczenie ze względu na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną, w tym dla oprogramowania sterowania i kontroli, określa się klasę bezpieczeństwa – w zależności od stopnia, w jakim te systemy oraz elementy wpływają na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną obiektu jądrowego.”

#### Urządzenia UTB EJ istotne dla bezpieczeństwa jądrowego w elektrowni jądrowej wykonanej w technologii PWR

W elektrowni jądrowej w szczególności na wyspie jądrowej (wewnątrz obudowy bezpieczeństwa) oraz w obiektach wokół wyspy jądrowej występuje wiele UTB takich jak dźwigi osobowo-towarowe, żurawie stacjonarne, suwnice pomostowe, dźwigniki, podesty ruchome, osprzęt do podnoszenia. Z punktu widzenia bezpieczeństwa urządzenia te w większości są zaklasyfikowane jako non-safety related. W zakresie urządzeń zaklasyfikowanych jako safety related są zestawy paliwowe fuel assemblies, które współpracują z niektórymi UTB. Poniżej przykładowe zdjęcie z załadunku paliwa z elektrowni Vogtle 4.

Innymi przykładami UTB z klasyfikacją non-safety related, które dodatkowo mogą być określane jako *important to safety* są cztery OLE (Overhead Lifting Equipment):

- Suwnica „biegunowa” – polar crane;
- Suwnica do obsługi pojemników z mat. radioaktywnym – cask handling crane;
- Suwnice/sytemy do przeładunku, zmiany konfiguracji kaset paliwowych, transportu paliwa – fuel handling machine i fuel refueling machine.

#### 6. Additional Requirements under the Regulation on Nuclear Power Plant Equipment

The technical requirements set out in the Regulation [3] are supplemented by additional legal obligations applicable to material handling devices (MHD), including:

- required markings (e.g. the “registration number assigned by the President of the Office of Technical Inspection”);
- the scope of required technical documentation;
- procedures for operation, repair, and modernization to be followed by the operator;
- the scope of activities falling under technical inspection (inspections);
- decommissioning procedures.

The schedule for periodic technical inspections is specified in the Plan for Ensuring the Safe Operation of Nuclear Power Plant Equipment. The minimum scope of inspection, inspection, and monitoring of the technical condition of equipment important to nuclear safety and radiological protection is defined in Annex 1 to the Regulation [3].

#### 7. Design Regulation

On 20 September 2012, the Council of Ministers issued the Regulation on Nuclear Safety and Radiological Protection Requirements to Be Considered in the Design of a Nuclear Facility [5], hereinafter referred to as the Design Regulation, which also specifies requirements for fuel material handling devices (MHD).

According to §103 of the Regulation, the design of a nuclear facility must include systems and equipment for the transport and safe on-site storage of radioactive waste.

Among the requirements concerning (MHD), the Regulation states that systems and components used for the handling or storage of unirradiated (fresh) nuclear fuel within the facility must be designed to:

- enable control of the condition of nuclear fuel;
  - facilitate operation, maintenance, repair, modernization, as well as periodic inspections and testing of systems used for handling or storing fresh nuclear fuel;
  - prevent dropping of nuclear fuel during handling operations.
- Systems and components used for the storage of irradiated nuclear fuel in a nuclear facility, as well as components used for the handling of irradiated nuclear fuel, shall be designed in such a way as to:
- prevent the dropping of nuclear fuel during handling operations;
  - prevent the occurrence of unacceptable mechanical stresses in fuel elements or fuel assemblies during movement;
  - prevent the unintentional dropping of heavy objects onto fuel assemblies, particularly such items as: spent nuclear fuel casks, components used for handling irradiated nuclear fuel, or other objects that could potentially damage the nuclear fuel;
  - facilitate the repair and decommissioning of systems and components used for the handling or storage of nuclear fuel within the facility.

#### Safety Classification

In the design of a nuclear power plant, equipment is typically classified as either safety-related or non-safety-related, in accordance with terminology used by nuclear technology vendors. However, this terminology is evolving in response to a broader shift in the nuclear industry's approach to safety. Increasing emphasis is being placed on equipment designated as important to safety – referring to components that do not directly perform safety functions, but whose failure could adversely affect the operation of safety-related systems. A comparable concept is reflected in Polish law, specifically in Article 11(6) of the Design Regulation [5], which states: “A failure in a system of a nuclear facility that is not a safety system shall not affect the performance of safety functions by other systems or by structural elements or components of the nuclear facility.”

An example of a safety classification structure adopted by Westinghouse Electric Company (as approved by the U.S. Nuclear Regulatory Commission – NRC) includes the following classes:

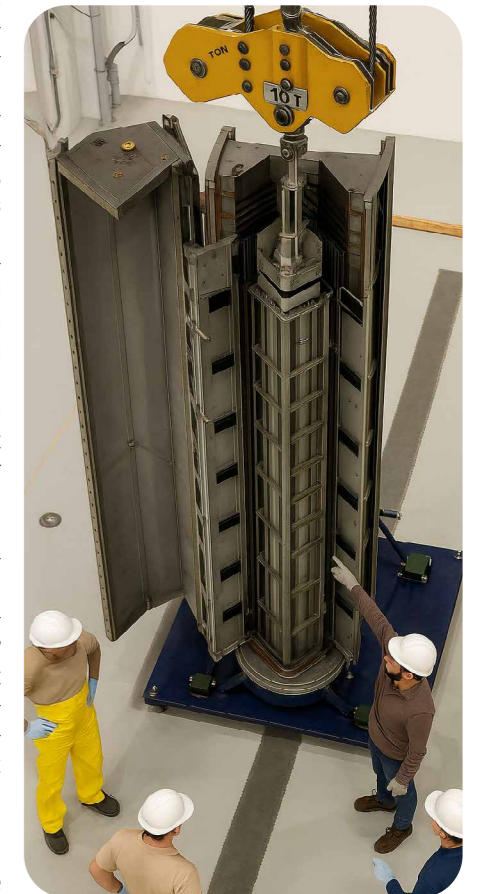
- Classes A, B, and C – classified as safety-related; these components are designed and manufactured, for example, in accordance with ASME Section III or Section VIII – Rules for the Construction of Nuclear Facility Components, or other applicable standards.
- Class D – considered non-safety-related, but includes equipment subject to enhanced quality requirements, often encompassing important-to-safety or backup safety functions. For Class D components that may come into contact with radioactive materials, it must be demonstrated through conservative safety analyses that any postulated failure will not result in exceeding permissible radiation dose limits. A typical example of Class D equipment is the polar crane.
- Classes E, F, etc. – classified as non-safety-related and designed in accordance with general industrial standards.

Under Polish law, safety classification is governed by Article 36j of the Atomic Law [4], which provides:

“Each system and structural or equipment component of a nuclear facility that is important to nuclear safety and radiological protection, including control and instrumentation software, shall be assigned a safety class, depending on the extent to which that system or component affects the nuclear safety and radiological protection of the facility.”

#### Material handling devices (MHD) relevant to Nuclear Safety in a PWR-Type Nuclear Power Plant

In a nuclear power plant, particularly within the nuclear island (i.e. inside the containment structure) and in adjacent supporting structures, various types of industrial lifting and material handling devices (MHD) are used, including lifts for the transport of persons and goods, stationary cranes, overhead travelling cranes, hoists, mobile platforms, and lifting accessories. From the perspective of nuclear safety, the majority of these devices are classified as non-safety related. However, components classified as safety related include fuel assemblies, which interface directly with selected (MHD) systems during handling and refuelling operations. Below is an example image showing fuel loading activities at the Vogtle Unit 4 nuclear power plant.



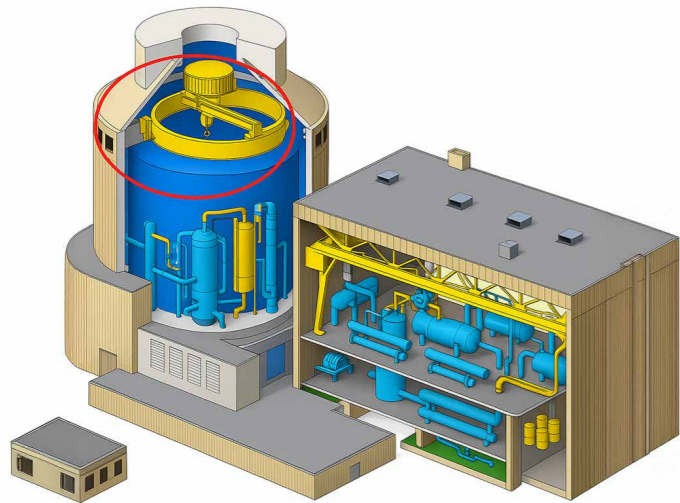
Rys. 2. Załadunek paliwa [6]  
Fig. 2. Fuel loading operation [6]

Other examples of material handling devices (MHD) classified as non-safety-related, but additionally designated as important to safety, include the following four types of overhead lifting equipment (OLE):

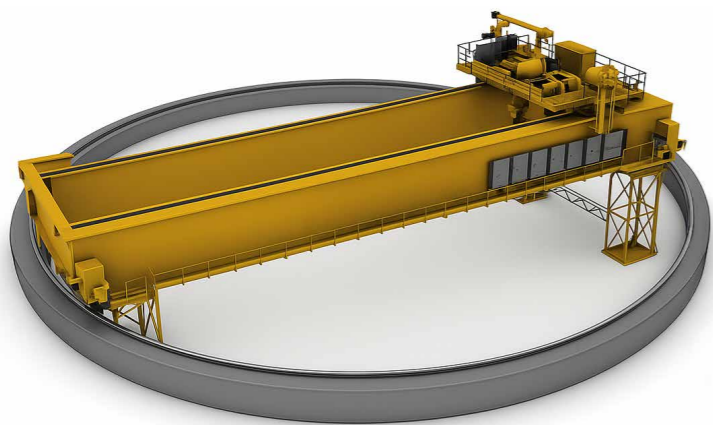
- Polar crane
- Cask handling crane
- Fuel handling machine and fuel refuelling machine

### 1. Polar Crane

Suwnica „biegunowa” musi zapewniać bezpieczne transportowanie ładunków nad paliwem przy otwartym basenie reaktora. Służy do podnoszenia zintegrowanej głowicy reaktora (oprzyrządowanie pomiarowe, sterowanie prętami), dodatkowo umożliwia w razie potrzeb wymianę elementów wewnątrz obudowy bezpieczeństwa (pompy, zbiorniki, wytwornice pary). Urządzenie jest również wykorzystywane w trakcie budowy do instalacji podstawowych elementów wewnątrz obudowy bezpieczeństwa.



Rys. 3. Elektrownia jądrowa AP1000 z zaznaczoną suwnicą polarną [7]  
Fig. 3. AP1000 nuclear power plant with polar crane circled [7]



Rys. 4. Przykład suwnicy polarnej  
Fig. 4. Polar crane – example configuration

### 2. Cask Handling Crane

Suwnica do przeladunku zużytego paliwa umożliwia transport paliwa razem z zasobnikiem z basenów (cask washdown pit) oraz (cask loading pit) do zasobników pozwalających na długoterminowe przechowywanie zużytego paliwa. Dodatkowo suwnica pozwala również na przetransportowanie pojemników na pojazd kołowy lub szynowy.

### 3. Fuel Handling Machine

Suwnica specjalistyczna oraz system do przeladunku i zmiany konfiguracji kaset paliwowych w reaktorze. System ten pozwala na transport paliwa jądrowego z i do obudowy reaktora. System dodatkowo umożliwia zmianę pozycji kaset z paliwem jądrowym z pozycji pionowej na poziomą, która jest wymagana do transportu kaset paliwowych przez kanał wodny w obudowie reaktora. System ten najczęściej składa się z dwóch suwnic specjalistycznych oraz elementów zabudowanych wewnątrz kanału wodnego (fuel transfer system).

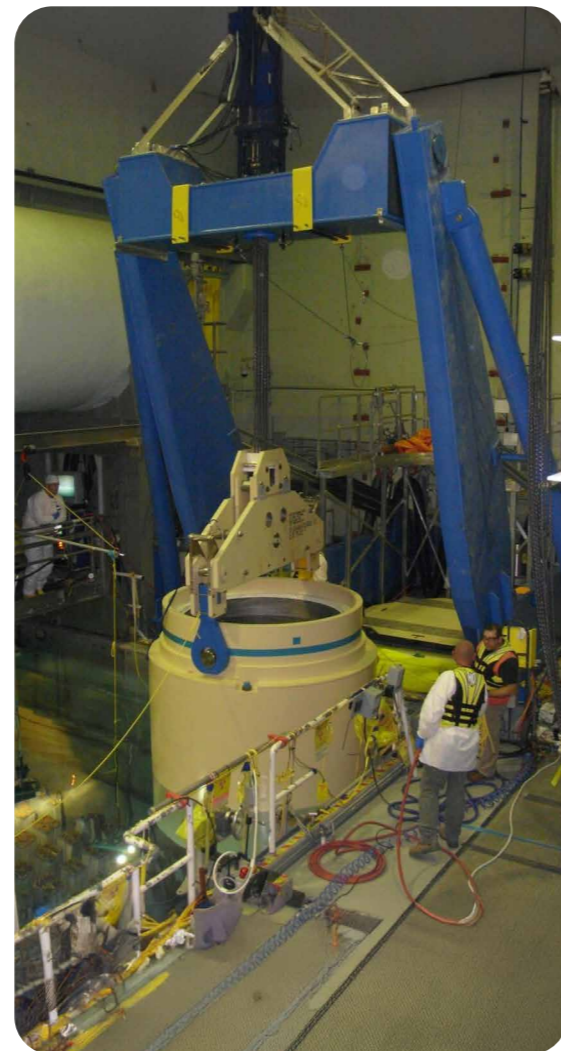
### 4. Inne specyfikacje techniczne dla suwnic w EJ

Urządzenia transportu bliskiego powinny spełniać wymagania zgodne z przypisaną kategorią sejsmiczną wymaganą w przypadku zdarzenia sejsmicznego:

- ▶ C-I – urządzenie powinno funkcjonować nawet w wyniku zdarzenia sejsmicznego (SSE-safe shutdown earthquake);
- ▶ C-II – urządzenie nie powinno stracić integralności w wyniku zdarzenia sejsmicznego (SSE-safe shutdown earthquake).

Przykładowo suwnice, zgodnie z wytycznymi Westinghouse EC, powinny być zaprojektowane według wytycznych NRC NUREG-0554 „Single-Failure-Proof Cranes for Nuclear Power Plants” (raport techniczny opisujący projekt, wytwarzanie, instalację, inspekcję, testy i obsługę suwnic odpornych na pojedynczą usterkę w trakcie obsługi krytycznych ładunków).

Resurs dla suwnic (szczególnie Polar Crane) powinien być założony na co najmniej 60 do 80 lat z uwagi na długi okres życia elektrowni jądrowej oraz utrudnioną możliwość wymiany głównych elementów systemu. Na przykład resurs elementów wyspy reaktorowej oraz oprzyrządowania (np. wytwornica pary) jest szacowany na 60 lat. Obecnie rozważane są możliwości eksploatacyjne elektrowni jądrowych nawet przez 80-100 lat.



Rys. 5. Przeladunek zużytego paliwa [8]  
Fig. 5. Spent fuel handling procedure [8]

### 1. Polar Crane

The polar crane is required to ensure the safe handling of loads over the reactor core when the reactor cavity is open and flooded. It is primarily used to lift the integrated reactor head, which houses instrumentation and control rod drive mechanisms. Additionally, the crane provides the capability to replace major components located within the containment structure, including pumps, pressure vessels, and steam generators, as needed. During the construction phase, the polar crane is also employed for installing key systems and components inside the containment.

The polar crane is required to ensure the safe handling of loads over the reactor core when the reactor cavity is open and flooded. It is primarily used to lift the integrated reactor head, which houses instrumentation and control rod drive mechanisms. Additionally, the crane provides the capability to replace major components located within the containment structure, including pumps, pressure vessels, and steam generators, as needed. During the construction phase, the polar crane is also employed for installing key systems and components inside the containment.

### 2. Cask Handling Crane

The cask handling crane is used to transfer spent nuclear fuel, together with its storage cask, from the cask washdown pit and cask loading pit to containers designated for long-term storage. The crane also enables the loading of these containers onto wheeled or rail-based transport vehicles.



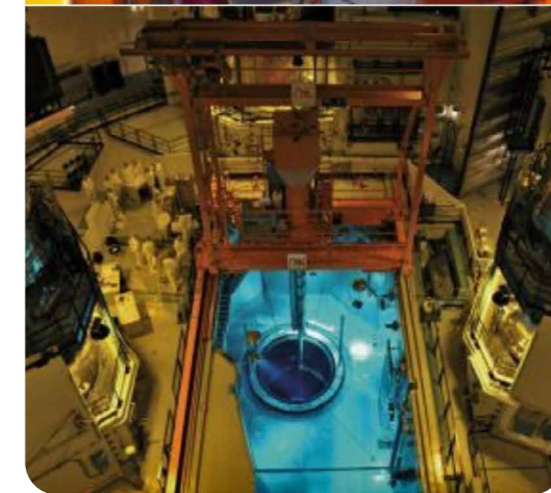
Rys. 6. Przykład suwnicy do przeladunku  
Fig. 6. Cask handling crane

### 3. Fuel Handling Machine

A specialized crane system used for the transfer and reconfiguration of fuel assemblies within the reactor. It enables the movement of nuclear fuel into and out of the reactor containment and facilitates the reorientation of fuel assemblies from a vertical to a horizontal position, as required for transport through the fuel transfer canal inside the containment. The system typically consists of two dedicated handling cranes and integrated components installed within the canal, forming the fuel transfer system.



Rys. 7. Przykłady rozwiązań suwnic  
Fig. 7. Selected crane system configurations



Rys. 8. Zdjęcia ilustrujące przeladunek paliwa jądrowego [9]  
Fig. 8. Images showing nuclear fuel transfer operations [9]

### 4. Additional Technical Specifications for Cranes in Nuclear Power Plants

Overhead lifting equipment (OLE) in nuclear power plants must meet the requirements corresponding to the assigned seismic category, ensuring proper performance in the event of a seismic incident:

- ▶ Category C-I – the equipment must remain fully operational following a Safe Shutdown Earthquake (SSE);
- ▶ Category C-II – the equipment must maintain structural integrity during an SSE, even if not required to operate.

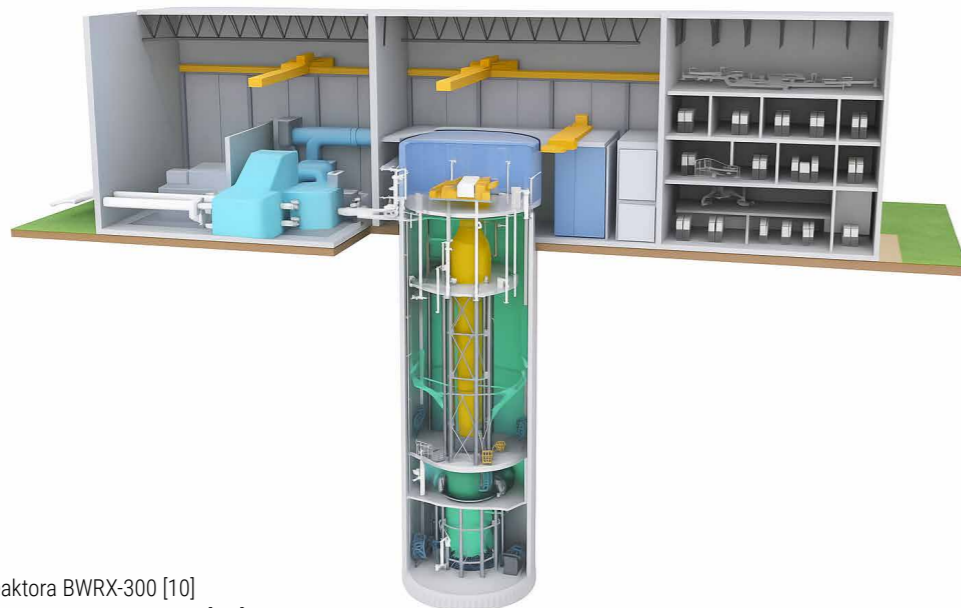
For instance, cranes, in line with Westinghouse Electric Company guidelines, should be designed according to NRC NUREG-0554, Single-Failure-Proof Cranes for Nuclear Power Plants, a technical report that outlines requirements for the design, fabrication, installation, inspection, testing, and operation of cranes used for handling critical loads ensuring resilience to any single-point failure.

The design service life of these cranes, particularly the polar crane, should be established at 60 to 80 years, reflecting both the extended operational lifespan of nuclear power plants and the practical challenges associated with replacing major crane components. For comparison, key reactor island systems and instrumentation such as steam generators are typically also designed for a 60-year service life. Currently, operating lifespans of nuclear power plants are being evaluated for possible extension to 80–100 years.

## UTB w reaktorach wodnowrzających (BWR)

ORLEN Synthos Green Energy ogłosił plan budowy do roku 2050 małych reaktorów modularnych SMR typu BWRX-300 (pierwszy reaktor w Polsce planowany do 2030 r.). Technologia należy do firmy GE Hitachi Nuclear Energy (GEH). Uruchomienie pierwszego reaktora planowane jest na 2028 r. w Darlington Kanada. BWRX-300 jest rozwinięciem licencjonowanego w USA przez NRC reaktora 1,520 MWe ESBWR.

Z uwagi na brak dokładnych specyfikacji projektowych na dzień dzisiejszy nie można za wiele powiedzieć o rozwiązaniach UTB w tego typu elektrowniach SMR.



Rys. 9. Wizualizacja reaktora BWRX-300 [10]  
Fig. 9. Visualization of the BWRX-300 reactor [10]

BWRX-300 jest to reaktor typu wodno-wrzącego. Z uwagi na technologię para wodna napędzająca generator może być w pewnych warunkach radioaktywna. Z uwagi na to suwnica pracująca nad generatorem, w przeciwieństwie do suwnicy nad generatorami w reaktorach PWR, powinna spełniać wymagania bezpieczeństwa rozporządzenia dot. urządzeń EJ [2] podobnie jak np. Polar Crane.

## Podsumowanie

W artykule zostały przybliżone zagadnienia związane z Urządzeniami Transportu Bliskiego z perspektywy przepisów Dozoru Technicznego w związku z inwestycjami w przemysł nuklearny w Polsce.

Urządzenia Transportu Bliskiego, szczególnie wymienione powyżej cztery podstawowe suwnice, stanowią element elektrowni mający wpływ na bezpieczną eksploatację (important to safety), nie stanowią jednakże podstawowego elementu safety related (używając terminologii US NRC basic componet) z uwagi na to, iż nie uczestniczą w ciągłej pracy elektrowni. Ich użytkowanie jest ograniczone do okresów budowy elektrowni, kampanii paliwowej lub prac remontowych, kiedy ryzyko wystąpienia zdarzenia niebezpiecznego/krytycznego jest ograniczone.

## Literatura:

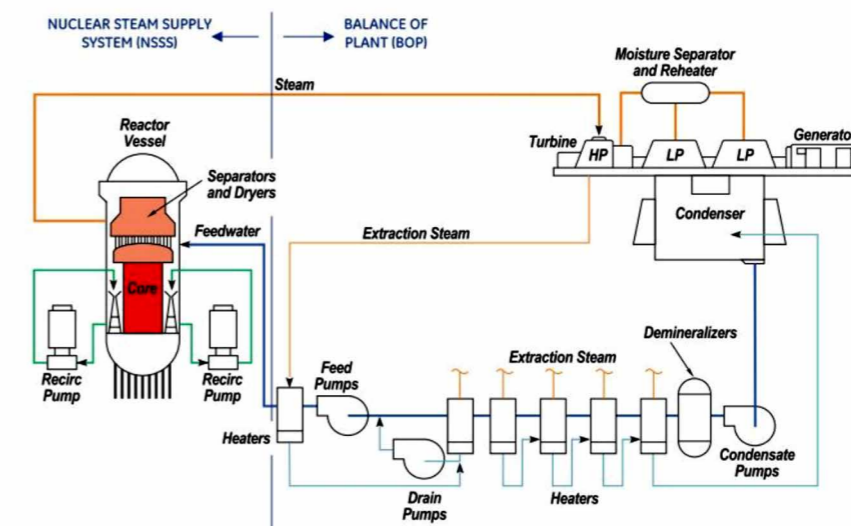
1. Ustawa z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozorcze technicznym (Dz.U. 2000 nr 122 poz. 1321).
2. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2013 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz.U. 2014 poz. 111).
3. Rozporządzenie Ministra Rozwoju z dnia 20 maja 2016 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz.U. 2016 poz. 909).
4. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe (Dz.U. 2001 nr 3 poz. 18).
5. Rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględnić projekt obiektu jądrowego (Dz.U. 2012 poz. 1048).
6. Georgiapower: Vogtle media resources [https://vogtlegallery.georgiapower.com/vogtle-photos/2023\\_05/IMG\\_3657.jpg](https://vogtlegallery.georgiapower.com/vogtle-photos/2023_05/IMG_3657.jpg) [dostęp 08.2025].
7. MPR News (Minnesota Public Radio): Despite no new plants, Minn. company still part of the nuclear process <https://www.mprnews.org/story/2011/04/15/nuclear-crane-hutchinson> [dostęp: 08.2025].
8. Holtec's Davit Crane for Decommissioning Structurally-Challenged Fuel Pool Enclosure Buildings in Nuclear Plants <https://holtecinternational.com/products-and-services/innovative-technologies/davit-crane> [dostęp 08.2025].
9. REEL: REEL is involved at all key stages of the fuel cycle <https://www.reelinternational.com/en/industries/nuclear> [dostęp 08.2025].
10. NUCLEAR.PL: OPG z zezwoleniem na budowę bloku GE-Hitachi BWRX-300 w Darlington <https://nuclear.pl/wiadomosci,news,25040501,0,0.html> [dostęp 08.2025].
11. Report on the assessment of tritium term sources and on the different types of barrier against tritium permeation relevant for fusion and fission Reactors TRANSAT - D1.1 - Issued on 2019-04-11 18:51:45 by ENEA strona 15. [https://transat-h2020.eu/wp-content/uploads/2020/04/TRANSAT\\_D1\\_1.pdf](https://transat-h2020.eu/wp-content/uploads/2020/04/TRANSAT_D1_1.pdf) [dostęp 08.2025].

## (MHD) in Boiling Water Reactors (BWR)

ORLEN Synthos Green Energy has announced plans to build small modular reactors (SMRs) of the BWRX-300 type by 2050, with the first unit in Poland expected to be commissioned by 2030. The technology is provided by GE Hitachi Nuclear Energy (GEH). The inaugural BWRX-300 reactor is scheduled to become operational in 2028 in Darlington, Canada. The design is a streamlined evolution of the 1,520 MWe ESBWR reactor, which is licensed by the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC).

At this stage, due to the absence of detailed design specifications, it is not yet possible to describe the material handling devices solutions intended for this type of SMR facility.

The BWRX-300 is a boiling water reactor (BWR). Given the reactor's design, the steam that drives the turbine generator can, under certain conditions, become radioactive. Therefore, the overhead crane operating above the generator - unlike cranes installed above turbine generators in pressurized water reactors (PWRs) - should comply with the nuclear safety requirements set out in the Regulation on Equipment for Nuclear Power Plants [2], similarly to the polar crane.



Rys. 10. Schemat technologiczny reaktora BWR [11]  
Fig. 10. Process diagram of a BWR reactor [11]

## Summary

This article presents key considerations related to material handling devices (MHD) from the perspective of Polish technical inspection regulations, in light of the country's growing investment in the nuclear energy sector.

Overhead lifting equipment (OLE), particularly the four main crane systems discussed, constitute components important to safety, as they play a significant role in ensuring safe and reliable operation of nuclear facilities. However, they are generally not classified as safety-related (in U.S. NRC terminology: basic components), since they are not involved in the continuous operation of the plant. Their use is typically limited to specific operational phases, such as plant construction, refuelling campaigns, or maintenance outages - periods during which the potential risk of hazardous or critical events is considerably lower.

## References:

1. Act of 21 December 2000 on Technical Inspection (Journal of Laws 2000, No. 122, item 1321).
2. Regulation of the Council of Ministers of 17 December 2013 on the types of technical equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant (Journal of Laws 2014, item 111).
3. Regulation of the Minister of Development of 20 May 2016 on the technical requirements for technical equipment or equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant (Journal of Laws 2016, item 909).
4. Act of 29 November 2000 Atomic Law (Journal of Laws of 2001, No. 3, item 18).
5. Regulation of the Council of Ministers of 31 August 2012 on nuclear safety and radiological protection requirements to be taken into account in the design of a nuclear facility (Journal of Laws 2012, item 1048).
6. Georgiapower: Vogtle media resources [https://vogtlegallery.georgiapower.com/vogtle-photos/2023\\_05/IMG\\_3657.jpg](https://vogtlegallery.georgiapower.com/vogtle-photos/2023_05/IMG_3657.jpg) [accessed: 08.2025].
7. MPR News (Minnesota Public Radio): Despite no new plants, Minn. company still part of the nuclear process <https://www.mprnews.org/story/2011/04/15/nuclear-crane-hutchinson> [accessed: 08.2025].
8. Holtec's Davit Crane for Decommissioning Structurally-Challenged Fuel Pool Enclosure Buildings in Nuclear Plants <https://holtecinternational.com/products-and-services/innovative-technologies/davit-crane> [accessed: 08.2025].
9. REEL: REEL is involved at all key stages of the fuel cycle <https://www.reelinternational.com/en/industries/nuclear> [accessed: 08.2025].
10. NUCLEAR.PL: OPG z zezwoleniem na budowę bloku GE-Hitachi BWRX-300 w Darlington <https://nuclear.pl/wiadomosci,news,25040501,0,0.html> [accessed: 08.2025].
11. Report on the assessment of tritium term sources and on the different types of barrier against tritium permeation relevant for fusion and fission Reactors TRANSAT - D1.1 - Issued on 2019-04-11 18:51:45 by ENEA strona 15. [https://transat-h2020.eu/wp-content/uploads/2020/04/TRANSAT\\_D1\\_1.pdf](https://transat-h2020.eu/wp-content/uploads/2020/04/TRANSAT_D1_1.pdf) [accessed: 08.2025].

# WARTO WPROWADZIĆ ISO 19443

# IMPLEMENTING ISO 19443



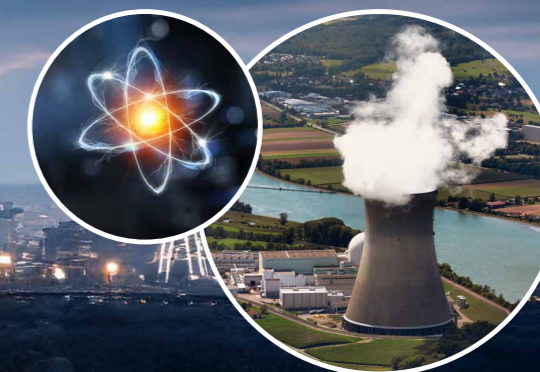
**MGR INŻ. (Msc. Eng.)  
PIOTR KRAJCER**

Główny Specjalista  
ds. Oceny Zgodności  
Dział Oceny Zgodności  
Oddział w Katowicach  
Urząd Dozoru Technicznego

Chief Specialist  
for Conformity Assessment  
Conformity Assessment  
Department  
Katowice Branch  
Office of Technical Inspection (UDI)

POZYSKIWANIE ENERGII JĄDROWEJ Z WYKORZYSTANIEM REAKCJI ROZSZCZEPANIA STAŁO SIĘ TANIM, BEZEMISYJNYM I STABILNYM ŹRÓDŁEM ENERGII ELEKTRYCZNEJ. ROZWÓJ ENERGETYKI JĄDROWEJ (EJ) POSTAWIŁ JEDNAK NOWE WYZWANIA PRZED KONSTRUKTORAMI I WYTWÓRCAMI. KONIECZNE JEST BOWIEM ZAPEWNIENIE BEZPIECZEŃSTWA, W SZCZEGÓLNOŚCI ZWIĄZANEGO Z PROMIENIOWANIEM, I ZABEZPIECZENIE PRZED NAGŁYM WYZW(MHD)NIEM OGROMNYCH IŁOŚCI ENERGII W PRZYPADKU UTRATY KONTROLI NAD PROCESEM ROZPADU.

NUCLEAR ENERGY GENERATED THROUGH FISSION HAS EMERGED AS A COST-EFFICIENT, ZERO-EMISSION, AND RELIABLE SOURCE OF ELECTRICITY. YET, THE EXPANSION OF NUCLEAR POWER BRINGS WITH IT NEW CHALLENGES FOR DESIGNERS AND MANUFACTURERS ACROSS THE SUPPLY CHAIN. ABOVE ALL, IT REQUIRES UNCOMPROMISING ATTENTION TO SAFETY, PARTICULARLY WITH RESPECT TO RADIATION RISKS, AND ROBUST SAFEGUARDS AGAINST THE SUDDEN RELEASE OF VAST AMOUNTS OF ENERGY SHOULD CONTROL OVER THE FISSION PROCESS BE LOST.



KILKUDZIESIĘCIOLETNIE DOŚWIADCZENIA W TYM OBSZARZE POKAZAŁY, ŻE NIEZBĘDNE JEST NIE TYLKO POZNANIE SAMEGO PROCESU, LECZ TAKŻE ZAPEWNIENIE ODPOWIEDNIEJ NIEZAWODNOŚCI I BEZPIECZEŃSTWA URZĄDZEŃ. RÓWNIENIE WAŻNY OKAZAŁ SIĘ POZIOM KOMPETENCJI ZARÓWNO OSÓB WYTWARZAJĄCYCH, JAK I EKSPLOATUJĄCYCH TE URZĄDZENIA W PÓŹNIEJSZYM CZASIE. STĄD ZRODZIŁA SIĘ POTRZEBA OPRACOWANIA ODPOWIEDNICH SYSTEMÓW ZARZĄDZANIA JAKOŚCIĄ I BEZPIECZEŃSTWEM.

DECADES OF EXPERIENCE IN THIS FIELD HAVE SHOWN THAT IT IS ESSENTIAL NOT ONLY TO UNDERSTAND THE PROCESS ITSELF, BUT ALSO TO ENSURE THE RELIABILITY AND SAFETY OF EQUIPMENT. EQUALLY IMPORTANT IS THE COMPETENCE OF BOTH THOSE WHO MANUFACTURE THE EQUIPMENT AND THOSE WHO LATER OPERATE IT. THIS CREATED THE NEED TO DEVELOP DEDICATED QUALITY AND SAFETY MANAGEMENT SYSTEMS.

Początkowo kraje rozwijające energetykę jądrową tworzyły własne przepisy i systemy. Jednak globalizacja, a także wpływ potencjalnych awarii, których skutki mogą wykraczać poza granice krajów, spowodowały, że Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) opracowała międzynarodowe wytyczne dotyczące tych kwestii.

## Bezpieczeństwo dostaw w EJ

Komitet ISO, przy współpracy z IAEA, opracował normę ISO 19443:2018. Norma ta, przez swój międzynarodowy charakter, ma pozwolić ujednolicić wymagania stawiane systemom zarządzania wytwórców pracujących dla potrzeb energetyki jądrowej w różnych krajach.

W Polsce została przyjęta jako PN-EN ISO 19443:2023-01 Systemy zarządzania jakością. Szczegółowe wymagania dotyczące stosowania normy ISO 9001:2015 przez organizacje w łańcuchu dostaw sektora energetyki jądrowej, dostarczające produkty i usługi ważne dla bezpieczeństwa jądrowego (ITNS) [1].

Norma opiera się na najpopularniejszym standardzie opisującym systemy zarządzania jakością, tj. normie ISO 9001. Zawiera całą treść ISO 9001, którą dla oddzielenia ujęto w ramach, natomiast poza nimi umieszczono dodatkowe wymagania oraz nowe zasady zarządzania wprowadzone jako specyficzne dla energetyki jądrowej. Zostały one opracowane na podstawie wymagań IAEA GSR Part-2, NSQ 100 oraz ASME NQA-1, które implementowano do normy ISO 19443.

Wymagania określone w normie ISO 19443 stanowią uzupełnienie (a nie alternatywę) wymogów klienta oraz mających zastosowanie wymagań ustawowych i regulacyjnych.

## ZASADY ZARZĄDZANIA DLA EJ

- ▶ kultura bezpieczeństwa jądrowego,
- ▶ podejście stopniowe do stosowania wymagań jakościowych,
- ▶ określenie elementów i działań istotnych dla bezpieczeństwa jądrowego (ITNS).

Ze względu na istotne znaczenie nowych zasad zarządzania warto je po krótko opisać. „Kultura bezpieczeństwa (jądrowego) to zbiór cech i postaw (zarówno organizacji, jak i pojedynczych osób), który uznaje, że najwyższym priorytetem są kwestie bezpieczeństwa elektrowni jądrowej i jako takim jest im poświęcany najwyższy stopień uwagi” [2].

Norma definiuje **bezpieczeństwo jądrowe** jako osiągnięcie właściwych warunków pracy, zapobieganie wypadkom i łagodzenie ich skutków, wpływając tym samym na ochronę pracowników, społeczeństwa i środowiska przed nadmiernym ryzykiem radiacyjnym. Istotne dla bezpieczeństwa jądrowego ITNS (ang. *important to nuclear safety*) są cechy elementu, usługi, przedmiotu lub czynności, których awaria mogłaby skutkować nadmiernym narażeniem ludzi lub środowiska na promieniowanie.

Stopniowe podejście to proces lub metoda stosowane w celu zapewnienia, że wymagania dotyczące zarządzania jakością, dokumentacji, monitorowania i pomiarów są współmierne do ich znaczenia dla bezpieczeństwa jądrowego.

At first, countries developing nuclear power established their own regulations and systems. However, globalization - and the potential consequences of accidents whose effects could extend beyond national borders - prompted the International Atomic Energy Agency (IAEA) to develop international guidelines in this area.

## Supply chain safety in nuclear power

In cooperation with the IAEA, the ISO Committee developed the ISO 19443:2018 standard. With its international scope, the standard is designed to harmonize management system requirements for manufacturers serving the nuclear energy sector across different countries.

In Poland, it has been adopted as PN-EN ISO 19443:2023-01 Quality management systems – Specific requirements for the application of ISO 9001:2015 by organizations in the nuclear energy sector supply chain providing products and services important to nuclear safety (ITNS) [1].

The standard builds on ISO 9001, the world's most widely recognized framework for quality management systems. It incorporates the complete content of ISO 9001, presented in boxed sections for clarity, while adding further requirements and new management principles tailored to the nuclear sector. These additional provisions draw on IAEA GSR Part 2, NSQ 100, and ASME NQA-1, all of which have been integrated into ISO 19443.

The requirements of ISO 19443 complement, rather than replace, customer requirements and applicable legal and regulatory obligations.

## MANAGEMENT PRINCIPLES FOR NUCLEAR POWER

- ▶ nuclear safety culture,
- ▶ a graded approach to applying quality requirements,
- ▶ identification of elements and activities important to nuclear safety (ITNS).

Because of their significance, these new management principles deserve a brief explanation. Nuclear safety culture is defined as “the assembly of characteristics and attitudes in organizations and individuals which establishes that nuclear power plant safety issues receive the attention warranted by their significance” [2].

The standard defines **nuclear safety** as maintaining proper operating conditions, preventing accidents, and mitigating their consequences, thereby protecting workers, the public, and the environment from undue radiation risks. Important to nuclear safety (ITNS) refers to the characteristic of an element, service, item, or activity whose failure could result in undue radiation exposure of people or the environment.

The graded approach is a method applied to ensure that requirements concerning quality management, documentation, monitoring, and measurement are proportionate to their importance for nuclear safety.



## Dostawcy, dokumentowanie, doskonalenie

Oprócz powyższych, norma zwraca szczególną uwagę na dostawców, kaskadując wymagania również na ich poddostawców na wszystkich poziomach, tak aby objęty został cały łańcuch dostaw. Dotyczy to nie tylko wymagań technicznych, ale również posiadanych systemów zarządzania.

**Nowym wymogiem jest zapobieganie używaniu wyrobów podrobionych, oszukanych lub podejrzanych (counterfeit, fraudulent, suspect items), gdyż ich zastosowanie może wpływać na bezpieczeństwo jądrowe. Każdy przypadek wykrycia takiego wyrobu lub usługi powinien być traktowany jako niezgodność i raportowany zamawiającemu.**

Pojawiają się także dodatkowe wymogi dotyczące dokumentowania, zasobów, projektowania, monitorowania i doskonalenia.

Jako udokumentowaną informację organizacja powinna traktować opis sposobu spełnienia wymagań normy, np. księgę jakości lub plan jakości. Nadzór nad udokumentowanymi informacjami winien być odpowiednio zidentyfikowany i uwierzytelniony.

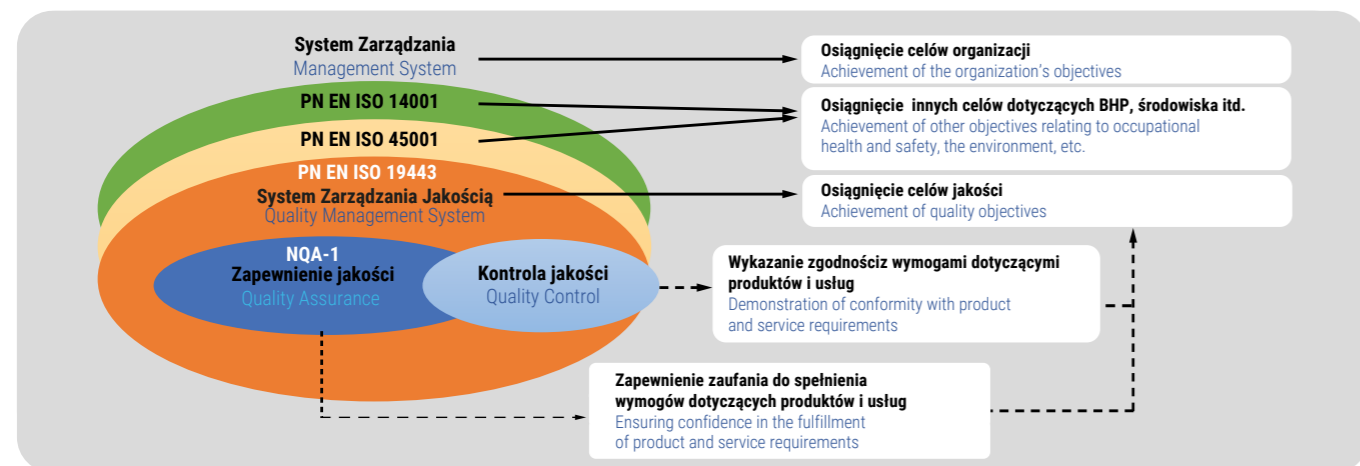
Istotny jest także wymóg niezależności procesu weryfikacji i przeglądu, który powinien być prowadzony przez kompetentną i upoważnioną osobę, a w określonych przypadkach wykonywany przez osoby inne niż autorzy. W przypadku elementów i działań ITNS monitorowanie i pomiary przeznaczone do odbioru wyrobu powinny być wykonywane przez kompetentne osoby, inne niż te, które wykonywały pracę.

W ramach doskonalenia organizacja powinna wyciągać wnioski z doświadczenia i stosować, wynikającą z nich wiedzę dzielić się ze swoim klientem oraz dostawcami z łańcucha dostaw.

To tylko niektóre z dodatkowych wymogów jakie stawia norma ISO 19443.

**W zrozumieniu i właściwym wdrażaniu wymagań normy pomocne może być stosowanie przewodnika ISO/TR4450 (Quality management system – Guidance for the of ISO 19443:2018) opracowanego przez Komitet Techniczny ISO zajmujący się energią jądrową [3].**

Chociaż w Polsce nie funkcjonuje jeszcze energetyka jądrowa, wiele naszych przedsiębiorstw brało udział – i wciąż działa – w przedsięwzięciach związanych z tym obszarem. Jeszcze więcej firm docenia jej znaczenie i pragnie w przyszłości wziąć udział w budowie polskiej energetyki jądrowej. Wszystkie te organizacje powinny być świadome konieczności dostosowania się do wymogów, jakie stawia energetyka jądrowa, zwłaszcza w zakresie systemów zarządzania.



Rys. 1. Ilustracja powiązań między zapewnieniem jakości, kontrolą jakości i systemem zarządzania obiektami jądrowymi [5]  
Fig. 1. Illustration of the relationships between quality assurance, quality control, and the management system of nuclear facilities [5]

## Na jakiej normie oprzeć swój system zarządzania? – to pytanie zadaje sobie wiele organizacji

Aby na nie odpowiedzieć, zapoznajmy się z dwoma standardami dotyczącymi zapewnienia jakości w obszarach energetyki jądrowej.

**Norma NQA-1 jest amerykańską normą krajową, która spełnia wymagania amerykańskiej Komisji Dozoru Jądrowego (NRC – Nuclear Regulatory Commission). Jednakże jest ona również stosowana globalnie, szczególnie w tych krajach, które stosują amerykańską technologię przy budowie elektrowni jądrowych. Jej wdrożenie jest wymagane dla wszystkich organizacji, które chcą projektować i wykonywać komponenty zgodne z Sekcją III ASME.**

NQA-1 (Nuclear Quality Assurance-1) Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications [4] jest normą opracowaną przez stowarzyszenie ASME na podstawie mandatu udzielonego przez ANSI (American National Standards Institute). Gwarantuje bezpieczeństwo, niezawodność i zgodność z amerykańskimi przepisami w obiektach jądrowych (10 CFR). Dotyczy zapewnienia jakości w obiektach jądrowych. Zawiera wymagania dla wszystkich etapów cyklu życia obiektu jądrowego. Ma zastosowanie do wszystkich konstrukcji, systemów, komponentów, działań lub organizacji, które są niezbędne dla bezpiecznej, niezawodnej i wydajnej pracy obiektu jądrowego. Obejmuje etapy od projektowania i zaopatrzenia, przez budowę, eksploatację, po likwidację. Norma ta ma więc zastosowanie do szerokiego zakresu systemów wpływających na bezpieczeństwo na wszystkich etapach cyklu życia obiektu jądrowego. Należą do nich systemy pomiarowo-kontrolne, systemy przetwarzania i magazynowania odpadów, systemy zaopatrzenia i zapewnienia jakości, programy szkolenia i kwalifikacji personelu, zarządzania materiałami i komponentami niezgodnymi oraz systemy weryfikacji, walidacji i konserwacji oprogramowania. Standard ma zastosowanie do wszystkich reaktorów w tym SMR.

**Norma ISO 19443:2018 jest międzynarodowym standardem zarządzania jakością dla organizacji w łańcuchu dostaw sektora energetyki, który jest rozszerzeniem powszechnie stosowanej normy dotyczącej systemu zarządzania jakością ISO 9001. Dzięki temu łatwo ją zintegrować z innymi normami serii ISO dotyczącymi zarządzania, np. środowiskiem i bezpieczeństwem (ISO 14001, ISO 45001). Warto zauważyć, że norma ISO 19443 umożliwia spełnienie różnych norm i specyfikacji stosowanych w energetyce jądrowej na całym świecie, natomiast NQA-1 wspiera głównie spełnienie wymogów przepisów amerykańskich oraz standardu ASME III.**

**NQA-1 opisuje szczegółowo wszystkie aspekty jakości, natomiast ISO 19443 skupia się bardziej na procesach i podaje wymagania oraz pozostawia organizacji wybór norm lub innych specyfikacji opisujących metody spełnienia tych wymagań (rys. 1).**

## Suppliers, documentation, continual improvement

Beyond these principles, the standard places particular emphasis on suppliers, extending requirements down to subcontractors at every level so that the entire supply chain is covered. This applies not only to technical specifications but also to management systems.

**A further requirement is the prevention of counterfeit, fraudulent, or suspect items (CFSI), as their use could compromise nuclear safety. Any identified case of such an item or service must be treated as a nonconformity and reported to the customer.**

The standard also introduces additional requirements relating to documentation, resources, design, monitoring, and improvement.

Documented information should include a clear description of how the organization meets the requirements of the standard, for example in a quality manual or quality plan. Such documentation must be properly identified and authenticated.

Equally important is the requirement for independence in verification and review processes. These must be carried out by competent and authorized personnel and, in specific cases, by individuals other than the original authors. For ITNS-related elements and activities, monitoring and measurements intended for product acceptance must be performed by competent personnel who were not involved in carrying out the original work.

As part of continual improvement, the organization is expected to draw lessons from experience and share the resulting knowledge with both its customers and suppliers throughout the supply chain.

These are only some of the additional requirements introduced by ISO 19443.

**To support the understanding and proper implementation of the standard's requirements, the ISO/TR 4450 guide (Quality management system – Guidance for the application of ISO 19443:2018), developed by the ISO Technical Committee on Nuclear Energy, may be used [3].**

Although nuclear power has not yet been launched in Poland, many of our companies have participated - and continue to participate - in projects in this field. Even more organizations recognize its importance and aspire to take part in the future development of nuclear power in Poland. All of these companies should be aware of the need to comply with the requirements of the nuclear sector, particularly with regard to management systems.

## Many organizations ask the question: On which standard should a management system be based?

To answer this, it is useful to examine two standards relating to quality assurance in the nuclear energy sector.

**NQA-1 is a U.S. national standard that meets the requirements of the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC). It is also applied internationally, particularly in countries that use U.S. technology in the construction of nuclear power plants. Its implementation is required for all organizations intending to design and manufacture components in compliance with ASME Section III.**

NQA-1 (Nuclear Quality Assurance-1 – Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications) [4] is a standard developed by ASME under a mandate from ANSI (American National Standards Institute). It ensures safety, reliability, and compliance with U.S. nuclear regulations (10 CFR). The standard addresses quality assurance in nuclear facilities and sets out

requirements for all stages of a facility's lifecycle. It applies to all structures, systems, components, activities, and organizations necessary for the safe, reliable, and efficient operation of a nuclear facility. It covers the stages from design and procurement, through construction and operation, to decommissioning. The standard therefore applies to a wide range of systems that affect safety at every stage of a facility's lifecycle. These include instrumentation and control systems, waste processing and storage systems, procurement and quality assurance systems, training and personnel qualification programs, management of nonconforming materials and components, as well as software verification, validation, and maintenance systems. The standard applies to all types of reactors, including Small Modular Reactors (SMRs).

**ISO 19443:2018 is an international quality management standard for organizations in the nuclear energy supply chain. It extends the widely adopted ISO 9001 quality management framework, which makes it easy to integrate with other ISO management system standards such as ISO 14001 (environmental management) and ISO 45001 (occupational health and safety). It should be noted that ISO 19443 enables compliance with a variety of standards and specifications used globally in the nuclear sector, whereas NQA-1 is focused primarily on compliance with U.S. regulations and ASME Section III.**

**While NQA-1 provides detailed requirements for all aspects of quality, ISO 19443 places greater emphasis on processes. It specifies requirements but leaves organizations the flexibility to select the standards or other specifications that describe the methods for meeting those requirements (see Fig. 1).**



Tabela 1. Porównanie NQA-1 z ISO 19443

ASME NQA-1	ISO 19443:2018
ASME NQA-1 (Nuclear Quality Assurance-1) to krajowa norma stworzona i utrzymywana przez Amerykańskie Stowarzyszenie Inżynierów Mechaników (ASME). Norma została opracowana w ramach procedur akredytowanych jako spełniająca kryteria Amerykańskiego Instytutu Norm Krajowych (ANSI). Najnowsze wydanie ukazało się 24 lipca 2024 roku (NQA-1-2024).	Tekst normy ISO 19443:2018 opracował Komitet Techniczny ISO/TC 85 Nuclear Energy, nuclear technologies, and radiological protection. Jest pierwszym na świecie, zharmonizowanym na szczeblu międzynarodowym, standardem odnoszącym się do systemu zarządzania jakością w łańcuchu dostaw dla przemysłu jądrowego.
Pierwsze wydanie ASME NQA-1-1994	Powstała poprzez dołożenie do normy ISO 9001:2015 niektórych wymagań zawartych w IAEA GSR part 2 i ASME NQA-1-2015.
Część I – ustanawia wymagania dotyczące opracowania i wdrożenia Programu Zapewnienia Jakości (QAP). Koncentruje się przede wszystkim na zapewnieniu jakości elementów i usług, aby zapewnić, że konstrukcja, system lub komponent będą działały zadowalająco w użytkowaniu. Powiązane wymagane elementy programowe i zarządcze są omówione na poziomie szczegółowym.	Norma ISO 19443:2018 dotyczy Systemu Zarządzania Jakością, jego kompleksowych procesów oraz interakcji z innymi aspektami zarządzania (strategicznymi, ryzykiem, wiedzą itp.) i różnymi interesariuszami, a także jego ciągłym doskonaleniem.
Część II – zawiera dodatkowe wymagania dotyczące zapewnienia jakości w zakresie planowania i prowadzenia określonych działań roboczych w ramach Programu zapewnienia jakości opracowanego zgodnie z częścią I.	
Część III – zawiera wytyczne dotyczące wdrażania wymagań części I i II.	
Część IV – zawiera wytyczne dotyczące stosowania NQA-1 i porównań NQA-1 z innymi wymaganiami jakościowymi.	ISO/TR 4450 Quality management systems – Guidance for the application of ISO 19443:2018

Tabela 2. Porównanie 18 wymagań programu zapewnienia jakości NQA-1 z odpowiadającymi im wymaganiami ISO 19443

Wymagania NQA-1	Pkt	Odpowiadające wymagania ISO 19443
1 Organizacja	5	Przywództwo
2 Program zapewnienia jakości	4.4	System zarządzania jakością i jego procesy
3 Nadzór nad projektowaniem	8.3	Projektowanie i rozwój wyrobów i usług
4 Kontrola dokumentów zakupowych	8.4	Nadzór na procesami, wyrobami i usługami dostarczanymi z zewnątrz
5 Instrukcje, procedury i rysunki	7.5	Udokumentowane informacje
6 Nadzór nad dokumentacją	7.5.3	Nadzór nad udokumentowanymi informacjami
7 Kontrola zakupionych materiałów, urządzeń i usług	8.4 8.4.2	Nadzór na procesami, wyrobami i usługami dostarczanymi z zewnątrz Rodzaj i zakres nadzorowania
8 Identyfikacja i kontrola	8.5.2	Identyfikacja i identyfikowalność
9 Nadzór nad procesami specjalnymi	8.5.1	Nadzorowanie produkcji i dostarczenia usługi
10 Inspekcja	8.5.1	Nadzorowanie produkcji i dostarczenia usługi
11 Testy	8.5.1.f)	Walidacja i okresowa ponowna walidacja zdolności do osiągnięcia zaplanowanych wyników
12 Nadzorowanie wyposażenia do badań i pomiarów	7.1.5	Zasoby do monitorowania i pomiarów
13 Transport, magazynowanie i wysyłka	8.5.4	Zabezpieczenie
14 Kontrola, testy i status działań	8.5.2	Identyfikacja i identyfikowalność
15 Postępowanie z wyrobem niezgodnym	8.7	Nadzór nad niezgodnymi wyjściami
16 Działania korygujące	10.2	Niezgodności i działania korygujące
17 Zapisy dotyczące zapewnienia jakości	7.5	Udokumentowane informacje
18 Audity	9.2	Audyt wewnętrzny

Table 1. Comparison of NQA-1 and ISO 19443

ASME NQA-1	ISO 19443:2018
ASME NQA-1 (Nuclear Quality Assurance-1) is a national standard created and maintained by the American Society of Mechanical Engineers (ASME). The standard was developed through accredited procedures recognized as meeting the criteria of the American National Standards Institute (ANSI). The latest edition was published on 24 July 2024 (NQA-1-2024).	The text of ISO 19443:2018 was developed by the ISO Technical Committee ISO/TC 85 Nuclear energy, nuclear technologies, and radiological protection. It is the world's first internationally harmonized standard for quality management systems in the nuclear industry supply chain.
First edition: ASME NQA-1-1994	Developed by supplementing ISO 9001:2015 with selected requirements from IAEA GSR Part 2 and ASME NQA-1-2015.
Part I – establishes requirements for the development and implementation of a Quality Assurance Program (QAP). It focuses primarily on assuring the quality of items and services to provide adequate confidence that a structure, system, or component will perform satisfactorily in service. Related programmatic and managerial requirements are discussed in detail.	ISO 19443:2018, in contrast, addresses the Quality Management System as a whole, its comprehensive processes, its interaction with other aspects of management (such as strategy, risk, and knowledge), its various stakeholders, and its continual improvement.
Part II – sets out additional requirements for quality assurance in the planning and performance of specific work activities within the Quality Assurance Program developed in accordance with Part I.	
Part III – provides guidance for implementing the requirements of Parts I and II.	
Part IV – provides guidance on the application of NQA-1 and its comparison with other quality requirements.	ISO/TR 4450 Quality management systems – Guidance for the application of ISO 19443:2018

Table 2. Comparison of the 18 quality assurance program requirements of NQA-1 with the corresponding requirements of ISO 19443

NQA-1 Requirement	Clause	Corresponding ISO 19443 Requirement
1 Organization	5.	Leadership
2 Quality Assurance Program	4.4	Quality management system and its processes
3 Design Control	8.3	Design and development of products and services
4 Control of Procurement Documents	8.4	Control of externally provided processes, products and services
5 Instructions, Procedures, and Drawings	7.5	Documented information
6 Control of Documentation	7.5.3	Control of documented information
7 Control of Purchased Materials, Equipment, and Services	8.4 8.4.2	Control of externally provided processes, products and services Type and extent of control
8 Identification and Control	8.5.2	Identification and traceability
9 Control of Special Processes	8.5.1	Control of production and service provision
10 Inspection	8.5.1	Control of production and service provision
11 Testing	8.5.1.f)	Validation and periodic revalidation of the ability to achieve planned results
12 Control of Measuring and Test Equipment	7.1.5	Resources for monitoring and measurement
13 Handling, Storage, and Shipping	8.5.4	Preservation
14 Control, Tests, and Status of Activities	8.5.2	Identification and traceability
15 Control of Nonconforming Items	8.7	Control of nonconforming outputs
16 Corrective Actions	10.2	Nonconformities and corrective actions
17 Quality Assurance Records	7.5	Documented information
18 Audits	9.2	Internal audit

## ZASADNICZA RÓŻNICA POMIĘDZY NQA-1 A ISO 19443

- ▶ Norma ISO podaje ogólnie sformułowane wymagania dotyczące systemu zarządzania i nie przedstawia konkretnych sposobów spełnienia tych wymagań. Nie określa też jakie normy, specyfikacje i inne dokumenty należy w celu ich spełnienia zastosować. Do jej zastosowania wymagane jest implementowanie odpowiednich przepisów krajowych oraz norm lub specyfikacji dotyczących wyrobu.
- ▶ W normie NQA-1 określone są sposoby spełnienia wymagań lub przywoływane są odpowiednie odniesienia do wymagań konkretnych standardów ASME. NQA-1 koncentruje się głównie na bezpieczeństwie, pomijając uwzględniane w ISO 19443 aspekty zarządzania dotyczące podejścia procesowego oraz satysfakcji klienta.

Organizacje, podejmując decyzję na wymaganiach jakich norm oprócz swój system jakości, powinny wziąć pod uwagę wymagania stawiane im przez przyszłych zleceniodawców, a także wymagania prawa krajowego. W przypadku projektów opartych o technologię amerykańską należy się spodziewać, że licencjodawca będzie wymagał wprowadzenia normy NQA-1. Natomiast projekty europejskie będą preferowały wprowadzenie normy ISO 19443.

## JAKIE SĄ WYMAGANIA PRAWA POLSKIEGO W ZAKRESIE SYSTEMÓW ZARZĄDZANIA W ENERGETYCE JĄDROWEJ?

Ustawa Prawo atomowe przewiduje, że organizacja, która wykonuje działalność polegającą na budowie, rozruchu, eksploatacji lub likwidacji obiektu jądrowego, powinna posiadać zintegrowany system zarządzania [6].

Ustawa definiuje zintegrowany system zarządzania jako: system zarządzania obejmujący elementy związane z bezpieczeństwem, zdrowiem, środowiskiem, zapewnieniem jakości, kwestiami ekonomicznymi oraz ochroną fizyczną. System ten daje priorytet bezpieczeństwu jądrowemu przez zapewnienie, że wszystkie decyzje są podejmowane po analizie ich wpływu na bezpieczeństwo jądrowe, ochronę radiologiczną, ochronę fizyczną i zabezpieczenia materiałów jądrowych.

Ustawa nie wymienia norm ani specyfikacji, na jakich ma się opierać zintegrowany system zarządzania, zamiast tego wskazuje 10 elementów, które ma obejmować. System ten przedkłada się do zatwierdzenia prezesowi Państwowej Agencji Atomistyki.

Wymóg posiadania odpowiednich systemów jakości przeniesiony został również na wykonawców zespołów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego. Dotyczy on także wykonawców prac prowadzonych podczas budowy i wyposażania obiektu jądrowego.

Norma PN-EN ISO 19443:2023 nie jest wymieniona w powyższej ustawie, jednak ze względu na jej zakres można uznać ją za spełniającą wymagania normy odpowiedniej dla zakresu prac związanych z obiektem jądrowym. Dotyczy ona wymagań systemów zarządzania jakością dla organizacji w łańcuchu dostaw sektora energii jądrowej. Ustawa Prawo atomowe wymaga jedynie wdrożenia systemu zarządzania, natomiast certyfikowanie go przez stronę niezależną jest wiarygodnym dowodem na spełnienie tego wymogu.

Z powyższych informacji wynika, że chociaż certyfikacja systemów zarządzania jest działaniem dobrowolnym, to jednak w przypadku firm, które chcą znaleźć się w łańcuchu dostaw dla energetyki jądrowej, będzie to działanie niezbędne.

Posiadanie certyfikatu ISO 19443 jest dla dostawcy skutecznym sposobem wykazania swojego zaangażowania w bezpieczeństwo jądrowe.

Kolejną istotną przyczyną wprowadzenia systemu zarządzania opartego na normie PN-EN ISO 19443 może być możliwość uzyskania uprawnień do wytwarzania zgodnie z wymaganiami ustawy o dozorcze technicznym. Pozwala ona wykorzystać system zarządzania zgodny z Polskimi Normami, nadzorowany przez Urząd Dozoru Technicznego, do uzyskania uprawnień dla przedsiębiorstw wytwarzających urządzenia techniczne podlegające dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej. Wykaz tych urządzeń zamieszczony jest w rozporządzeniu dotyczącym rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej [7].

## JAKIE ZAGADNIENIA MOGĄ WYSTĄPIĆ PRZY WPROWADZANIU ISO 19443?

Pierwszą kwestią, z którą styka się dostawca dla energetyki jądrowej, jest pytanie, czy norma [1] ma u niego zastosowanie. Odpowiedź wbrew pozorom nie jest taka prosta. Norma może być stosowana przez różne organizacje, niezależnie od ich wielkości, dostarczając produkty i usługi ważne dla bezpieczeństwa jądrowego. Dlatego też należy określić, czy wytwarzany element lub usługa są istotne dla bezpieczeństwa jądrowego (ITNS).

Można taką analizę przeprowadzić samodzielnie, jednak wydaje się, że istotne jest w tym zakresie również zdanie zamawiającego, który będzie działał z ramienia licencjobiorcy, kaskadując wymagania na swoich podwykonawców.

Pobieżna lektura normy ISO 19443 u wielu osób buduje fałszywe przekonanie, że aby wprowadzić jej wymagania, wystarczy dokonać jedynie niewielkich zmian w dotychczas funkcjonującym systemie opartym na ISO 9001. Biorąc pod uwagę ilość dodatkowej treści, wprowadzonej przez normę ISO 19443, faktycznie można odnieść takie wrażenie. Dlatego wiele organizacji błędnie szacuje czas i środki potrzebne na wprowadzenie tego standardu.

### Organizacje nie doceniają wagi, jaką norma przykładła do kultury bezpieczeństwa jądrowego.

Zapisanie kultury bezpieczeństwa jądrowego w polityce systemu zarządzania nie stanowi spełnienia tego wymagania, jak mogą niektórzy sądzić, ale dopiero otwiera długą drogę do jego osiągnięcia.

Budowanie kultury bezpieczeństwa jądrowego to proces, który dotyczy zarówno najwyższego kierownictwa, bezpośrednich przełożonych, jak i wszystkich pracowników. Jest to nie tylko przekazanie informacji, przeprowadzenie szkoleń w tym zakresie, lecz także zbudowanie odpowiednich postaw i zachowań, a to napotykać może przeszkody i wymaga czasu.

## THE FUNDAMENTAL DIFFERENCE BETWEEN NQA-1 AND ISO 19443

- ▶ ISO 19443 sets out broadly formulated requirements for a management system but does not prescribe specific methods for meeting them, nor does it indicate which standards, specifications, or other documents should be applied. Its implementation requires the incorporation of relevant national regulations as well as product-related standards or specifications.
- ▶ NQA-1, in contrast, specifies methods for meeting requirements or makes direct reference to specific ASME standards. While NQA-1 focuses primarily on safety, ISO 19443 also incorporates management aspects such as the process approach and customer satisfaction.

When deciding which standard to base their quality system on, organizations should take into account both the requirements of prospective clients and the applicable national legislation. For projects based on U.S. technology, it should be expected that the licensor will require implementation of NQA-1, whereas European projects are more likely to prefer the adoption of ISO 19443.

## WHAT ARE THE REQUIREMENTS OF POLISH LAW FOR MANAGEMENT SYSTEMS IN THE NUCLEAR ENERGY SECTOR?

The Atomic Law Act requires that any organization involved in the construction, commissioning, operation, or decommissioning of a nuclear facility must implement an integrated management system [6].

The Act defines an integrated management system as one that incorporates elements relating to safety, health, the environment, quality assurance, economic issues, and physical protection. Nuclear safety must take priority, ensuring that every decision is made only after assessing its impact on nuclear safety, radiological protection, physical protection, and the safeguarding of nuclear materials.

The Act does not prescribe specific standards or specifications on which the integrated management system should be based. Instead, it identifies ten elements that the system must cover. The completed system must then be submitted for approval to the President of the National Atomic Energy Agency (PAA).

The requirement to maintain appropriate quality systems also extends to contractors responsible for assemblies, structural elements, and equipment of a nuclear facility, as well as to contractors performing work during its construction and outfitting.

Although PN-EN ISO 19443:2023 is not explicitly mentioned in the Act, its scope makes it suitable for meeting the requirements related to nuclear facility activities. The standard defines quality management system requirements for organizations in the nuclear energy supply chain. While the Atomic Law Act requires only the implementation of a management system, independent certification provides credible evidence of compliance with this obligation.

In practice, therefore, although certification of management systems is formally voluntary, it will be essential for companies seeking to participate in the nuclear energy supply chain.

Possessing an ISO 19443 certificate is an effective way for a supplier to demonstrate commitment to nuclear safety.

Another significant reason for implementing a management system based on PN-EN ISO 19443 is the possibility of obtaining approval to manufacture under the provisions of the Technical Inspection Act. This Act allows enterprises to use a management system compliant with Polish Standards, supervised by the Office of Technical Inspection (UDT), as the basis for obtaining approval to manufacture technical equipment subject to inspection in a nuclear power plant. The list of such equipment is set out in the regulation on types of technical equipment subject to technical inspection in nuclear power plants [7].

## WHAT CHALLENGES MAY ARISE WHEN IMPLEMENTING ISO 19443?

The first issue faced by suppliers to the nuclear sector is whether the standard [1] applies to their activities. The answer is not always straightforward. ISO 19443 can be applied by organizations of any size that supply products and services important to nuclear safety. It is therefore necessary to determine whether a given product or service is classified as important to nuclear safety (ITNS).

This analysis can be carried out internally, but the opinion of the customer acting on behalf of the licensee and cascading requirements to subcontractors is also crucial.

A superficial reading of ISO 19443 may create the false impression that its implementation requires only minor adjustments to an existing ISO 9001 system. Given the additional content introduced by ISO 19443, this impression is understandable, but many organizations underestimate the time and resources needed for proper implementation.

### Another common oversight is the weight the standard places on nuclear safety culture.

Merely stating nuclear safety culture in a management policy does not fulfill the requirement, but only marks the beginning of a long process.

Developing nuclear safety culture is a process that involves top management, supervisors, and all employees. It is not only a matter of communication or training, but also of shaping the right attitudes and behaviors - a challenge that often encounters obstacles and requires time.



✓	<p>Dla wielu organizacji wyzwaniem może być rygorystyczne przestrzeganie procedur i wyeliminowanie chodzenia na skróty, szczególnie w przypadku opóźnień lub innych niesprzyjających okoliczności, np. przekroczenia budżetu. Problemy może również sprawiać zbudowanie wśród pracowników postaw otwartych na zgłaszanie błędów, co jednak wymaga także od kierownictwa nieobwiniającego podejścia.</p> <p><b>Ważno pamiętać, że norma narzuca nie tylko obowiązek wprowadzenia w organizacji kultury bezpieczeństwa jądrowego, lecz także wymóg monitorowania i mierzenia tego aspektu.</b></p> <p>Wymagania zapewnienia świadomości w tym zakresie dotyczy całego personelu, dlatego należy uwzględnić je przy ustalaniu zakresu systemu, szczególnie w przypadku dużych organizacji.</p>
✓	<p>Kolejnym przykładem obowiązku, mogącego wymagać znacznego wysiłku, może być zachowanie porządku, ładu czy też ograniczenia dostępu do miejsc produkcji i magazynowania elementów przeznaczonych dla elektrowni jądrowych. Może to, w niektórych przypadkach, powodować konieczność zmian organizacyjnych, czasu potrzebnego na ich przeprowadzenie, a niekiedy również zaangażowanie znacznych nakładów finansowych.</p>
✓	<p>Wyzwanie mogą stanowić kompetencje personelu, szczególnie wtedy, gdy organizacja będzie musiała spełnić niestosowane dotychczas specyfikacje techniczne, np. ASME III [8]. Kolejnym aspektem będzie wdrożenie nowych wymagań do stosowania.</p>

To tylko kilka przykładów najczęściej występujących wyzwań dla organizacji wprowadzających system zarządzania zgodny z ISO 19443.



Urząd Dozoru Technicznego wspomaga przedsiębiorców działających już w obszarze energetyki jądrowej, jak również tych, którzy działania takie chcą podjąć w przyszłości. Realizujemy szkolenia, podczas których zarówno omawiamy treść normy PN EN ISO 19443, jak również objaśniamy jej wymagania. Jest to istotna wiedza nie tylko dla osób zajmujących się systemami zarządzania, ale również dla zarządzających organizacjami, aby prawidłowo oszacować czas potrzebny na wdrożenie wymagań i odpowiednio wcześniej rozpocząć przygotowania do certyfikacji. Dla zainteresowanych przygotowaliśmy również szkolenia i warsztaty pomagające wprowadzić te rozwiązania do istniejących w organizacjach systemów zarządzania. Nasi eksperci dzielą się wiedzą w tym zakresie i odpowiadają na Państwa pytania.

**Jednostka Certyfikująca UDT CERT prowadzi proces potwierdzający spełnienie wymagań normy ISO 19443. W tym celu opracowany został program certyfikacji. UDT ma obecnie podpisanych kilka umów na ocenę systemów na zgodność z ISO 19443. Organizacje, które z nami współpracują, będą wkrótce gotowe do tego procesu.**



Warunkiem przystąpienia do certyfikacji jest wdrożenie wymagań oraz przeprowadzenie co najmniej jednego pełnego auditu wewnętrznego i przeglądu zarządzania. Certyfikacja jest udzielana, gdy zostaną przedstawione dowody, że ustalenia z auditów wewnętrznych i przeglądów zarzą-

dzania zostały skutecznie wdrożone.

Aby ubiegać się o certyfikację w UDT CERT, należy złożyć wniosek na formularzu FCS/02-01, dostępnym na stronie internetowej UDT: [www.udt.gov.pl/certyfikacja-systemow-zarzadzania](http://www.udt.gov.pl/certyfikacja-systemow-zarzadzania). Na podstawie złożonego wniosku klient otrzymuje ofertę, po akceptacji której jest podpisywana umowa o certyfikację systemu zarządzania. Podpisanie umowy rozpoczyna proces oceny. Pierwszym krokiem jest akceptacja przez organizację zespołu auditującego. Następnie, 4 tygodnie przed planowanym terminem auditu, firma powinna przekazać auditorowi wiodącemu dokumentację systemu zarządzania.

Audit prowadzony jest w dwóch etapach:

- ▶ I etap ma na celu potwierdzenie gotowości klienta do II etapu oraz uzyskanie niezbędnych informacji do jego zaplanowania,
- ▶ II etap auditu ma na celu ocenę wdrożenia i skuteczności systemu zarządzania oraz potwierdzenie jego zgodności z normą ISO 19443.

Po przeprowadzeniu auditu opracowywany jest projekt raportu, który – po podpisaniu przez klienta i pozytywnej ocenie JCS UDT-CERT – staje się właściwym raportem. Na tej podstawie podejmowana jest decyzja o przyznaniu certyfikatu. Certyfikat jest ważny przez 3 lata.

### SKOLENIA I CERTYFIKACJA RAZEM Z UDT

Urząd Dozoru Technicznego jest jednostką wyznaczoną przez państwo do sprawowania nadzoru nad urządzeniami technicznymi w elektrowniach jądrowych. Będziemy zaangażowani zarówno podczas wytwarzania urządzeń dostarczanych do elektrowni jądrowej, jak również w trakcie jej budowy i późniejszej eksploatacji. Przygotowując się do tej roli, szkolimy nasze kadry na uczelniach w kraju i poprzez zagraniczne praktyki w obiektach jądrowych. Współpracujemy z Polską Agencją Atomistyki i aktywnie uczestniczymy w rozmowach z przyszłymi dostawcami technologii jądrowej.

**Jako UDT CERT mamy duże doświadczenie w certyfikowaniu systemów zarządzania. Wielu klientów zaufało naszym kompetencjom, zlecając nam szkolenia dotyczące normy ISO 19443.**

Literatura:

1. PN-EN ISO 19443:2023-01 System zarządzania jakością. Szczegółowe wymagania dotyczące stosowania normy ISO 9001:2015 przez organizacje w łańcuchu dostaw sektora energetyki jądrowej, dostarczające produkty i usługi ważne dla bezpieczeństwa jądrowego
2. Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej, INSAG-4, 1991 [https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub882\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub882_web.pdf)
3. Technical Report ISO/TR 4450 Quality management system – Guidance for the application of ISO 19443:2018
4. NQA-1 – Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications Edition 2024
5. Quality Assurance and Quality Control in Nuclear Facilities and Activities *Good Practices and Lessons Learned IAEA TECDOC SERIES*, International Atomic Energy Agency 2020
6. Ustawa – Prawo atomowe (Dz.U. z 2019 r. poz. 1792) <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/download.xsp/WDU20190001792/U/D20191792Lj.pdf>
7. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2013 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz.U. z 2014 r. poz. 111) <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/download.xsp/WDU20140000111/O/D20140111.pdf>
8. ASME BPVC Section III BPVC, Section III-Rules for Construction of Nuclear Facility Components-Appendices, 2023

✓	<p>For many organizations, one of the greatest challenges is strict adherence to procedures and the elimination of shortcuts, particularly in situations of delay or budget overruns. Another difficulty lies in fostering a culture in which employees feel free to report errors - something that requires a non-blaming attitude from management.</p> <p><b>The standard imposes not only the obligation to establish a nuclear safety culture but also the requirement to monitor and measure it.</b></p> <p>Awareness of this obligation applies to all personnel and must therefore be considered when defining the scope of the system, especially in large organizations.</p>
✓	<p>Maintaining order, cleanliness, and restricted access to areas where components for nuclear power plants are manufactured or stored can also be demanding. In some cases, this may require organizational changes, additional implementation time, and in certain instances, significant financial investment.</p>
✓	<p>Staff competence represents another challenge, particularly when an organization must comply with technical specifications not previously applied, such as ASME Section III [8]. A further aspect is the effective implementation of new requirements in practice.</p>

These are only a few examples of the most common challenges encountered by organizations implementing a management system in line with ISO 19443.



The Office of Technical Inspection (UDT) supports both companies already active in the nuclear energy sector and those preparing to enter it. Training sessions are offered that present the content of PN-EN ISO 19443 and explain its requirements. This knowledge is essential not only for personnel responsible for management systems but also for senior management, as it enables accurate estimation of the time needed for implementation and timely preparation for certification. Additional training and workshops are also available to help integrate these solutions into existing management systems. Experts share their experience in this area and provide answers to specific questions.

**The UDT-CERT Certification Body carries out the process of confirming compliance with ISO 19443 requirements. A dedicated certification program has been developed for this purpose. UDT has already concluded several agreements for the assessment of systems against ISO 19443, and the organizations involved will soon be ready to undergo the certification process.**



A prerequisite for certification is the implementation of the requirements, together with the completion of at least one full internal audit and a management review. Certification is granted once evidence is provided that the findings from these audits and reviews have been effectively addressed.

To apply for certification with UDT-CERT, organizations must submit application form FCS/02-01, available on the UDT website at [www.udt.gov.pl/certyfikacja-systemow-zarzadzania](http://www.udt.gov.pl/certyfikacja-systemow-zarzadzania). Based on the application, the client receives an offer. Following its acceptance, a certification agreement is signed, which formally initiates the assessment process. The first step is the organization's approval of the proposed audit team. Four weeks prior to the scheduled audit, the company is required to provide the lead auditor with its management system documentation.

The audit is carried out in two stages:

- ▶ Stage I – to confirm the client's readiness for Stage II and to gather the information necessary for planning.
- ▶ Stage II – to evaluate the implementation and effectiveness of the management system and confirm its conformity with ISO 19443.

After the audit, a draft report is prepared. Once signed by the client and positively reviewed by the UDT-CERT Certification Committee, it becomes the final report. On this basis, the decision to grant certification is made. The certificate is valid for three years.

### TRAINING AND CERTIFICATION WITH UDT

The Office of Technical Inspection (UDT) is the state-designated authority responsible for supervising technical equipment in nuclear power plants. Our role covers the entire life cycle of a nuclear facility - from the manufacturing of equipment supplied to the plant, through construction, to subsequent operation. In preparation for these responsibilities, we continuously develop the competencies of our staff, both through academic programs at leading universities in Poland and through international internships at nuclear facilities abroad. We cooperate closely with the National Atomic Energy Agency and actively participate in discussions with future suppliers of nuclear technology.

**As the certification body UDT-CERT, we have extensive experience in certifying management systems. Many organizations have already placed their trust in our expertise by engaging us to conduct training and certification processes related to ISO 19443.**

References:

1. PN-EN ISO 19443:2023-01 Quality management systems – Specific requirements for the application of ISO 9001:2015 by organizations in the supply chain of the nuclear energy sector providing products and services important to nuclear safety.
2. International Atomic Energy Agency, INSAG-4, 1991 [https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub882\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub882_web.pdf)
3. Technical Report ISO/TR 4450 Quality management system – Guidance for the application of ISO 19443:2018
4. NQA-1 - Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications, Edition 2024
5. Quality Assurance and Quality Control in Nuclear Facilities and Activities: *Good Practices and Lessons Learned*, IAEA TECDOC SERIES, 2020
6. Atomic Law Act (Journal of Laws 2019, item 1792) <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/download.xsp/WDU20190001792/U/D20191792Lj.pdf>
7. Regulation of the Council of Ministers of 17 December 2013 on the types of technical equipment subject to technical inspection in a nuclear power plant (Journal of Laws 2014, item 111) <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/download.xsp/WDU20140000111/O/D20140111.pdf>
8. ASME BPVC Section III BPVC, Section III-Rules for Construction of Nuclear Facility Components-Appendices, 2023.

# Ocena przez UDT-CERT gotowości technicznej i organizacyjnej zakładu do uczestnictwa w łańcuchu dostaw dla energetyki jądrowej

# UDT-CERT conducts assessment of a Plant's Technical and Organizational Readiness to Participate in the Nuclear Energy Supply Chain



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
ALEKSANDRA PŁONKA**

Główny Specjalista ds. Certyfikacji Systemów Zarządzania  
Biuro w Gliwicach  
Oddział w Katowicach  
Urząd Dozoru Technicznego

Chief Specialist for Management Systems Certification  
Gliwice Office  
Katowice Branch  
Office of Technical Inspection (UDT)



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
ADAM MUSZYŃSKI**

Starszy Specjalista ds. Certyfikacji i Oceny Zgodności Wyrobów  
Departament Certyfikacji i Oceny Zgodności  
Urząd Dozoru Technicznego

Senior Specialist for Product Certification and Conformity Assessment  
Department of Certification and Conformity Assessment  
Office of Technical Inspection (UDT)



Rodząca się w Polsce energetyka jądrowa budzi wielkie nadzieje wśród przedsiębiorców liczących na swój udział w łańcuchu dostaw związanym z budową i funkcjonowaniem obiektów jądrowych. Stanowi także poważne wyzwanie, a – co za tym idzie – rodzi obawy dotyczące wymagań tak prawnych, jak i organizacyjnych, do spełnienia których zobowiązane są organizacje chcące mieć swój wkład w tym sektorze przemysłu.

**Podstawowym krajowym wymaganiem jest ustawa Prawo atomowe, która reguluje kwestie związane z pokojowym wykorzystywaniem energii jądrowej. Obejmuje ona m.in. wydawanie zezwoleń na działalność związaną z narażeniem na promieniowanie jonizujące, obowiązki podmiotów działających w tej dziedzinie, kompetencje organów dozoru jądrowego oraz zasady odpowiedzialności cywilnej za szkody jądrowe. Reguluje także kwestie związane z bezpieczeństwem jądrowym obiektów podczas ich budowy, eksploatacji i likwidacji. W ramach tego wymagania mowa m.in. o łańcuchu dostaw.**

Łańcuch dostaw w kontekście prawa atomowego dotyczy kompleksowego procesu związanego z materiałami jądrowymi, urządzeniami i technologiami, od ich pozyskania, przez produkcję i przetwarzanie, aż po dystrybucję i ostateczne wykorzystanie.

W rozdz. 4 art. 36k ustawy Prawo atomowe zawarto wymaganie dla jednostek organizacyjnych wykonujących działalność związaną z narażeniem, jakie niesie za sobą budowa, rozruch, eksploatacja lub likwidacja obiektu jądrowego. Wymaganie to polega na konieczności posiadania zintegrowanego systemu zarządzania. W ustawie wskazano elementy, jakie musi zawierać taki system, m.in. przyjętą klasyfikację bezpieczeństwa systemów, elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego, politykę kultury bezpieczeństwa oraz program zapewnienia jakości.

Zapisy te wzbudzają wśród przedsiębiorców wiele pytań o ich gotowość zarówno techniczną, jak i organizacyjną do uczestnictwa w łańcuchu dostaw dla energetyki jądrowej.

Wychodząc naprzeciw potrzebom klientów, Urząd Dozoru Technicznego wdrożył ekspertyzę mającą na celu ocenę dojrzałości systemowej organizacji na potrzeby sektora jądrowego, a wynik tej oceny może wydatnie wesprzeć klientów w dalszych działaniach, decyzjach i doskonaleniu organizacji.

## Ekspertyza odbywa się w dwóch krokach:

### W pierwszym etapie ocenie poddawana jest dokumentacja zawierająca:

- ▶ opis systemu zarządzania, opis struktury organizacyjnej, opis odpowiedzialności, obowiązków, uprawnień i wzajemnych oddziaływań w dziedzinach zarządzania, realizacji i ocen,
- ▶ opis wzajemnych oddziaływań z podmiotami zewnętrznymi,
- ▶ opis procesów zachodzących w jednostce organizacyjnej wraz z informacjami pomocniczymi wyjaśniającymi, w jaki sposób dokonuje się przygotowania, przeglądu, wykonania, dokumentowania, oceny i ulepszania działalności,
- ▶ politykę jakości i politykę kultury bezpieczeństwa,
- ▶ przyjętą klasyfikację bezpieczeństwa.

The emerging nuclear energy sector in Poland is generating strong expectations among businesses eager to participate in the supply chain associated with the construction and operation of nuclear facilities. At the same time, it presents a considerable challenge, raising concerns about the legal and organizational requirements that organizations must meet in order to contribute to this sector.

**The principal national requirement is the Atomic Law Act, which regulates matters related to the peaceful use of nuclear energy. It addresses, among other issues, the granting of permits for activities involving exposure to ionizing radiation, the obligations of entities operating in this area, the powers of the nuclear regulatory authorities, and the rules of civil liability for nuclear damage. It also establishes nuclear safety requirements for facilities during their construction, operation, and decommissioning, explicitly extending to supply chain considerations.**

In the context of the Atomic Law Act, the supply chain encompasses the full process involving nuclear materials, equipment, and technologies - from acquisition, through production and processing, to distribution and final use.

Chapter 4, Article 36k of the Atomic Law Act sets out requirements for organizational units engaged in activities involving exposure arising from the construction, commissioning, operation, or decommissioning of a nuclear facility. These requirements include the obligation to maintain an integrated management system. The Act specifies the components such a system must include, herein a safety classification for systems, structures, and components of nuclear facilities, a nuclear safety culture policy as well as a quality assurance program.

These provisions have prompted many businesses to question their technical and organizational readiness to participate in the nuclear energy supply chain.

To address the needs of its clients, the Office of Technical Inspection (UDT) has introduced an expert assessment to evaluate the systemic maturity of organizations in the nuclear sector. The results of this assessment can provide valuable support for clients in their subsequent actions, decision-making processes, and continuous improvement efforts.

## The assessment is conducted in two stages:

### Stage One – evaluation of documentation, including:

- ▶ a description of the management system, organizational structure, and the allocation of responsibilities, duties, authorities, and interactions in the areas of management, execution, and assessments;
- ▶ a description of interactions with external entities;
- ▶ a description of processes within the organizational unit, with supporting information explaining how activities are prepared, reviewed, executed, documented, assessed, and improved;
- ▶ the quality policy and the nuclear safety culture policy;
- ▶ the adopted safety classification.

**W drugim etapie** eksperci oceniają program zapewnienia jakości wraz z aspektami koniecznej infrastruktury, sprawności organizacyjnej, a także spełnienie w praktyce założeń systemowych. Ocena taka odbywa się na miejscu, w zakładzie biorącym udział w łańcuchu dostaw.

Wynikiem ekspertyzy jest raport, w którym zawarte są szczegółowe informacje dotyczące zgodności lub braku zgodności w odniesieniu do wszystkich wyżej wymienionych zagadnień.

Mamy pewność, że nasza ekspertyza jest skutecznym narzędziem stanowiącym wsparcie w weryfikacji gotowości organizacji do działania w sektorze jądrowym, dając obiektywny i niezależny wynik oceny przez UDT-CERT.

### Jakie podmioty mogą podlegać ocenie?

Ocenić mogą podlegać jednostki organizacyjne, które uczestniczą w łańcuchu dostaw dla sektora energetyki jądrowej, tj. dostarczające urządzenia, materiały, systemy i usługi dla obiektów jądrowych.

### Jaki jest cel wykonania oceny?

► Weryfikacja stopnia przygotowania jednostki organizacyjnej do uczestnictwa w łańcuchu dostaw dla przemysłu jądrowego zgodnie z wymaganiami ustawy – Prawo atomowe, rozdz. 4 art. 36k.

► Weryfikacja zintegrowanego systemu zarządzania organizacji pod kątem spełnienia wymagań określonych w ustawie – Prawo atomowe.

► Wsparcie organizacji w podjęciu decyzji o wdrożeniu/doskonaleniu systemu zapewnienia jakości lub systemu zarządzania jakością zgodnie z ustawą – Prawo atomowe.

### Jaki jest zakres wykonywanej oceny?

Działania realizowane w ramach ekspertyzy obejmują ocenę:

- dokumentacji,
- infrastruktury,
- dojrzałości technicznej i organizacyjnej zakładu.

Obszary te sprawdzane są w trakcie wizytacji w poszczególnych lokalizacjach oraz poprzez analizę dokumentacji.

### Jaki jest rezultat wykonanej oceny?

Na podstawie wykonanej oceny wystawiany jest szczegółowy raport potwierdzający zgodność i/lub brak zgodności z poszczególnymi kryteriami oceny.



### Jakie są korzyści z wykonania oceny?

- Potwierdzenie spełnienia wymagań prawnych przez niezależną i bezstronną stronę trzecią.
- Potwierdzenie stopnia gotowości organizacji do działania w sektorze energetyki jądrowej.
- Identyfikacja luk i obszarów wymagających doskonalenia.
- Poprawa jakości i bezpieczeństwa w łańcuchu dostaw energii jądrowej.

#### Literatura:

1. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe (tekst jednolity Dz. U. z 2024 r., Poz. 1277, 1897, 1907)
2. Ocena gotowości technicznej i organizacyjnej zakładu do uczestnictwa w łańcuchu dostaw dla energetyki jądrowej <https://www.udt.gov.pl/ekspertyzy-techniczne/ocena-gotowosci-technicznej-i-organizacyjnej-zakladu-do-uczestnictwa-w-lancuchu-dostaw-dla-energetyki-jadrowej> [dostęp 08.2025]



**Stage Two** – an on-site evaluation, during which experts assess the quality assurance scheme together with the adequacy of infrastructure, organizational effectiveness, and the practical implementation of systemic requirements. This stage is carried out directly at the plant participating in the supply chain.

The assessment concludes with a report that provides detailed findings on compliance or non-compliance with each of the issues listed above.

We are confident that our expert assessment is an effective tool for verifying an organization's readiness to operate in the nuclear sector, providing an objective and independent evaluation conducted by UDT-CERT.

### Which entities may be assessed?

Organizational units that participate in the supply chain for the nuclear energy sector, i.e. providing equipment, materials, systems and services for nuclear facilities, may be subject to assessment.

### What is the purpose of the assessment?

- To verify the level of preparedness of an organizational unit to participate in the nuclear supply chain in accordance with the requirements of the Atomic Law Act, Article 36k, Chapter 4.
- To verify the organization's integrated management system in terms of compliance with the requirements set out in the Atomic Law Act.
- To support organizations in making informed decisions regarding the implementation or improvement of a quality assurance system or quality management system under the Atomic Law Act.

### What is the scope of the assessment?

The assessment covers:

- documentation,
- infrastructure,
- the technical and organizational maturity of the plant.

These areas are examined during on-site inspections at the relevant locations and through analysis of the submitted documentation.

### What is the outcome of the assessment?

The process concludes with a detailed report confirming compliance and/or identifying non-compliance with the specified assessment criteria.

### What are the benefits of the assessment?

- Independent, impartial confirmation of compliance with legal requirements, by the third party.
- Confirmation of the organization's readiness to operate in the nuclear energy sector.
- Identification of gaps and areas requiring improvement.
- Strengthening of quality and safety within the nuclear supply chain.

#### References:

1. Act of 29 November 2000 – Atomic Law (consolidated text: Journal of Laws 2024, items 1277, 1897, 1907).
2. Assessment of a Plant's Technical and Organizational Readiness to Participate in the Nuclear Energy Supply Chain. Available at: <https://www.udt.gov.pl/ekspertyzy-techniczne/ocena-gotowosci-technicznej-i-organizacyjnej-zakladu-do-uczestnictwa-w-lancuchu-dostaw-dla-energetyki-jadrowej> (accessed: August 2025).



# KULTURA BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO WARUNEK SINE QUA NON

# NUCLEAR SAFETY CULTURE A Sine Qua Non Condition



**MGR (MSc)  
KATARZYNA ŻYWIECKA**

Główna Specjalistka  
ds. Analiz Rynku  
Departament Innowacji i Rozwoju  
Urząd Dozoru Technicznego

Chief Market Analysis Specialist  
Department of Innovation and  
Development  
Office of Technical Inspection (UDT)



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
SEBASTIAN KOZIKOWSKI**

Ekspert Urządzeń Ciśnieniowych  
Departament Techniki  
Urząd Dozoru Technicznego

Expert in Pressure Equipment  
Department of Technology  
Office of Technical Inspection  
Office of Technical Inspection (UDT)



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
RADOSŁAW ŁUKASIAK**

Główny Specjalista ds. Energetyki  
Jądrowej  
Departament Innowacji i Rozwoju  
Urząd Dozoru Technicznego

Chief Nuclear Energy Specialist  
Department of Innovation and  
Development  
Office of Technical Inspection (UDT)



**Bezpieczeństwo urządzeń technicznych, bezpieczeństwo publiczne, bezpieczna eksploatacja urządzeń technicznych, bezpieczeństwo energetyczne.**

Dbanie o bezpieczeństwo jest fundamentem i głównym celem naszej działalności od ponad 110 lat. Wciąż odkrywamy oraz identyfikujemy nowe ryzyka, wynikające z rozwoju technologii i branż przemysłu.

**Bezpieczeństwo jest jedną z kluczowych wartości UDT, głęboko zakorzenioną w naszej tożsamości. Tak jak fundamenty stanowią podstawy dobrego domu, tak kultura jest warunkiem sine qua non budowania kultury bezpieczeństwa, w tym bardzo istotnego bezpieczeństwa jądrowego.**

## BEZPIECZEŃSTWO

**Bezpieczeństwo to przekonanie o wystarczającej niezawodności, które budują:**

- ▶ solidne i niezawodne rozwiązania technologiczne,
- ▶ ludzie,
- ▶ sprawnie działające organizacje i relacje między nimi.

Analizując istotę bezpieczeństwa, należy szczególnie podkreślić, że to ludzie i organizacje współtworzą bezpieczeństwo, a w związku z tym wymaga ona ciągłej uwagi, bieżącej oceny oraz podejmowania konkretnych działań.

## INTERDISCYPLINARNE ASPEKTY BEZPIECZEŃSTWA

Bezpieczeństwo, podobnie jak kultura organizacyjna, jest zjawiskiem wielowymiarowym. To jednoznacznie implikuje, że do zapewnienia optymalnego poziomu bezpieczeństwa niezbędna jest zróżnicowana wiedza.

**Czym jest dbałość o bezpieczeństwo?**

- ▶ **To proces wymagający zaangażowania zarówno jednostek, jak i całych zespołów w organizacji, który obejmuje:**

- ▶ zdolność do rozumienia ludzi, współpracy i korzystania z doświadczeń innych oraz otwartość na szerszą perspektywę,

- ▶ świadomość własnych ograniczeń, gotowość do przyjmowania odmiennego punktu widzenia i umiejętność ugruntowywania decyzji w rzeczywistości,

- ▶ umiejętność zgłaszania i uzasadniania wątpliwości oraz sprawne formułowanie myśli i komunikowanie się z różnymi grupami odbiorców.

## ROLA LUDZI, ORGANIZACJI I UWARUNKOWAŃ KULTUROWYCH

Niezawodność techniczna i jakość w dużej mierze zależą od ludzi i organizacji funkcjonujących w określonym środowisku kulturowym.

Ważne jest, by w środowiskach wielokulturowych zwracać uwagę na różnice narodowe, kulturowe, językowe i zawodowe, ponieważ jedna wiadomość może być różnie interpretowana przez osoby pochodzące z odmiennych kultur i środowisk.

### Jak sprostać wyzwaniom wynikającym z różnic kulturowych i językowych?

Jednym z kluczowych rozwiązań jest opracowanie precyzyjnych, wielojęzycznych glosariuszy pojęć podstawowych. Ich celem jest zapewnienie aby wszyscy, niezależnie od wykonywanego zawodu i języka, którym się posługują, rozumieli istotne aspekty w sposób jednoznaczny i niepozostawiający wątpliwości.

W środowisku pracy, np. na terenie budowy elektrowni jądrowej, na co dzień współpracują przedstawiciele różnych kultur narodowych i zawodowych. Komunikują się między sobą nawet w kilkunastu językach. W takich warunkach konieczne jest przewidzenie i wdrożenie zróżnicowanych środków i sposobów komunikacji. Dzięki nim pracownicy powinni mieć możliwość swobodnego zgłaszania wątpliwości i zadawania pytań w sposób zgodny ze zwyczajami charakterystycznymi dla ich kultury.

**Technical safety, public safety, safe operation of technical equipment, energy security.**

Caring for safety has been the foundation and main goal of our operations for over 110 years. We continue to discover and identify new risks arising from the development of technologies and industrial sectors.

**Safety is one of the core values of the Office of Technical Inspection, deeply rooted in our identity. Just as strong foundations are essential to a good house, culture is the sine qua non condition for building a robust safety culture, including the particularly important domain of nuclear safety.**

## SAFETY

**Safety is the confidence in sufficient reliability, built upon:**

- ▶ robust and reliable technological solutions,
- ▶ people, and
- ▶ well-functioning organizations and the relationships between them.

In analyzing the essence of safety, it is particularly important to emphasize that safety is co-created by both individuals and organizations. Consequently, it requires constant attention, ongoing assessment, and the undertaking of concrete actions.

## INTERDISCIPLINARY ASPECTS OF SAFETY

Like organizational culture, safety is a multidimensional phenomenon. This clearly implies that ensuring an optimal level of safety a broad range of knowledge.

**What does care for safety mean?**

- ▶ **It is both the individual and collective work of entire teams within an organization:**

- ▶ It involves the ability to understand people, to collaborate, and to draw upon the experiences of others, as well as openness to a broader perspective on problems.

- ▶ It also means an awareness of one's own limitations, which allows the acceptance of different viewpoints and the capacity to ground decisions in reality.

- ▶ Caring for safety requires the ability to raise concerns and to justify them, as well as to formulate ideas clearly and communicate effectively with diverse groups of stakeholders.

## IMPORTANCE OF PEOPLE, ORGANIZATIONS, AND CULTURAL FACTORS

Technical reliability and quality depend on people and organizations operating within a defined cultural environment.

In multicultural settings, it is essential to recognize national, cultural, linguistic, and professional differences, as the same message may be interpreted differently by individuals from diverse backgrounds.

**How can we overcome the challenges posed by cultural and language differences?**

Precise, multilingual glossaries of fundamental terms are necessary to ensure that all individuals, regardless of profession or language, understand essential aspects in a clear and unambiguous way.

On nuclear power plant construction sites, for example, representatives of different national and professional cultures work together on a daily basis, often communicating in more than a dozen languages. It is therefore vital to anticipate and implement diverse communication tools and methods, enabling staff to raise concerns and ask questions in ways consistent with their national cultural norms.

Skuteczność działań komunikacyjnych zależy od podejścia wyprzedzającego. Aby je zapewnić, warto zaangażować ekspertów przeprowadzających systematyczne oceny i komunikujących rezultaty. Ich zadaniem jest wskazanie środków i metod komunikacji dopasowanych do potrzeb uczestników z reprezentujących różne kultury i środowiska.

Takie rozwiązania są powszechnie stosowane w sektorze energetyki jądrowej (EJ). Agencja Energii Jądrowej OECD i Światowe Stowarzyszenie Operatorów Jądrowych (WANO) organizują cyklicznie Forum Kultury Bezpieczeństwa w Poszczególnych Krajach (CSSCF) [1]. Wydarzenie po pierwsze, umożliwia analizę sposobu, w jaki na kulturę bezpieczeństwa jądrowego wpływa kontekst kulturowy kraju obsługującego obiekt jądrowy. Po drugie, ma na celu kultywowanie świadomości tego, w jaki sposób cechy i atrybuty narodowe wpływają na organizacje poprzez zachowania ludzi, którzy w nich pracują.

## KULTURA BEZPIECZEŃSTWA

Kultura bezpieczeństwa stanowi istotny aspekt naszego życia zarówno w sferze zawodowej, jak i prywatnej. Tworzy zestaw wartości, norm i praktyk mających na celu zapewnienie bezpieczeństwa. To nie tylko przestrzeganie przepisów i procedur, ale przede wszystkim świadomość i zaangażowanie wszystkich osób. Celem kultury bezpieczeństwa jest zwrócenie uwagi na zasady, zgodnie z którymi podejmujemy codzienne działania i decyzje dotyczące bezpieczeństwa.



Rys. 1. Diagram kultury bezpieczeństwa  
Fig. 1. Safety Culture Diagram

► Kultura jest nierozdzielnie związana z działalnością człowieka i tylko dla człowieka charakterystyczna. Właśnie takie jej rozumienie zapoczątkował Ciceron w swoim dziele *Disputationes Tusculanae* (Rozmowy tuskulańskie). Użył w nim sformułowania *cultura animi* (uprawa umysłu). Kultura związana z czynnościami ludzkimi polegała na nieustannym doskonaleniu, pielęgnowaniu i kształceniu podmiotu kultury.

► Bezpieczeństwo należy zakwalifikować do kultury jako wytwór typowo ludzki, tj. podstawowy warunek rozwoju wspólnoty.

Pojęcie bezpieczeństwa w perspektywie etymologicznej uwidacznia pierwotność poczucia zagrożenia w stosunku do poczucia zabezpieczenia, postrzeganego jako wystarczająca ochrona.

## ZARZĄDZANIE I PRZYWÓDZTWO

Ważną rolę w budowaniu oraz utrzymaniu silnej kultury bezpieczeństwa odgrywają osoby zarządzające organizacją – zarówno kadra kierownicza, jak i liderzy poszczególnych zespołów.

**Zarządzanie** to zestaw działań i strategii, mających na celu zapewnienie, że organizacja działa wydajnie, a praca jest wykonywana zgodnie z wymaganiami, planami i zasobami.

**Przywódtwo** z kolei polega na wykorzystaniu zdolności i kompetencji danej osoby w celu nadania kierunku poszczególnym jednostkom i grupom oraz wywieraniu wpływu na ich zaangażowanie w stosowanie podstawowych zasad bezpieczeństwa.

W organizacjach związanych z energetyką jądrową kierownicy pełnią nie tylko funkcję zarządzających, ale również liderów. Są to dwie komplementarne role, które wzajemnie się uzupełniają. Przywództwo nie ogranicza się jednak wyłącznie do stanowisk kierowniczych. Silną kulturę bezpieczeństwa współtworzą również pracownicy, którzy wykazują inicjatywę, motywują innych i wspierają realizację celów. Jest to szczególnie istotne w projektach długoterminowych, takich jak budowa elektrowni jądrowej.

Sposób funkcjonowania organizacji jest odzwierciedleniem cech jej kadry zarządzającej oraz liderów. Ten element ma kluczowe znaczenie dla kształtowania i utrzymywania kultury bezpieczeństwa. Jej siła i jakość zależą głównie od osób odpowiedzialnych za procesy rekrutacyjne, budowanie atmosfery w pracy, a także wpływających na postawy i zachowania personelu – czyli od kierownictwa organizacji i liderów [2]. Odpowiednio przygotowany personel prezentuje właściwe podejście i postawę. Istotne są nie tylko kompetencje zawodowe, lecz także wartości moralne, dojrzałość i cechy społeczne pracowników – to one stanowią fundament kultury bezpieczeństwa.

*Przywódtwo jest kluczem w uświadamianiu, że każdy pracownik jest odpowiedzialny za jakość i bezpieczeństwo całej organizacji. Kultura bezpieczeństwa w organizacji wzajemnie koreluje z systemem zarządzania bezpieczeństwem. Bezpieczeństwo i jakość wzajemnie się uzupełniają i tworzą swoistą symbiozę.*

**Liderzy oraz menadżerowie dobierają kadre w taki sposób, aby elektrownie jądrowe funkcjonowały bezpiecznie.**

Na zarządzanie jakością składają się polityka jakości, tworzenie i wdrażanie planu zapewnienia jakości oraz kontrola połączona z rozwojem zarządzania jakością oraz to, „czy zarządzanie jakością jest częścią bezpieczeństwa, czy też bezpieczeństwo jest częścią zarządzania jakością?” [3].

## KULTURA ORGANIZACYJNA

Edgar Schein [4] definiuje kulturę organizacyjną jako wzór podstawowych założeń podzielanych przez członków organizacji, który dana grupa odkryła i rozwinęła w procesie radzenia sobie z problemami adaptacji do otoczenia zewnętrznego oraz jej integracji wewnętrznej. Założenia te są uznawane za właściwe i przekazywane nowym członkom jako sposób postrzegania, myślenia i odczuwania w odniesieniu do tych problemów. Kultura organizacyjna nie jest zjawiskiem stałym i ulega zmianom w czasie.

KULTURA ORGANIZACYJNA OBEJMUJE TRZY POZIOMY	
<b>Poziom I</b>	Ten poziom stanowią <b>artefakty</b> . Stanowią je <b>uświadomione, widoczne elementy</b> . Są łatwo <b>identyfikowane zarówno przez pracowników organizacji, jak i otoczenie zewnętrzne</b> .
<b>Poziom II</b>	Kolejny poziom to <b>normy i wartości, przekonania (beliefs) i postawy (attitudes)</b> . Elementy tego poziomu są tylko <b>częściowo widoczne i uświadomione</b> . Wyrażają się one w misji, wizji czy wartościach organizacji. Elementy tego poziomu odpowiadają na pytanie „dlaczego robimy w naszej organizacji to, co robimy i co jest dla nas ważne?”.
<b>Poziom III</b>	Elementy wchodzące w skład trzeciego poziomu są <b>niewidoczne i nieświadomione</b> . Determinują sposób postrzegania świata i zjawisk zachodzących wokół. Ten poziom stanowi <b>fundament kultury organizacyjnej i jest najbardziej odporny na zmianę</b> .

Proactive measures are most effective when experts are engaged to carry out systematic assessments and communicate their results. These experts identify communication tools and methods suited to the cultural backgrounds of those involved in the project.

Such approaches are widely applied in the nuclear energy sector. The OECD Nuclear Energy Agency (NEA) and the World Association of Nuclear Operators (WANO) regularly organize the Country-Specific Safety Culture Forum (CSSCF) [1]. The event serves two primary purposes: first, to analyze how the cultural context of a given country influences nuclear safety culture; and second, to raise awareness of the ways in which national characteristics and attributes shape organizations through the behaviors of their employees.

## SAFETY CULTURE

Safety culture constitutes an essential aspect of our lives, both professional and personal. It encompasses a set of values, norms, and practices aimed at ensuring safety. It is not limited to compliance with regulations and procedures, but above all requires the awareness and engagement of all individuals. The purpose of safety culture is to highlight the principles that guide our daily actions and decisions related to safety.

► Culture is inseparably linked to human activity and is characteristic only of humans. This understanding was initiated by Cicero in his *Tusculanae Disputationes* (Tusculan Disputations), where he used the expression *cultura animi* (“cultivation of the mind”). Culture, associated with human actions, was understood as the continuous process of improvement, cultivation, and education of the subject of culture.

► Safety should be classified as a cultural construct, a distinctly human creation, and a fundamental condition for the development of any community.

The etymology of the term “safety” highlights that the sense of threat is primary, while the sense of security arises from the perception of adequate protection.

## MANAGEMENT AND LEADERSHIP

A crucial role in building and maintaining a strong safety culture is played by those managing the organization, both senior management and team leaders.

**Management** refers to set of actions and strategies designed to ensure that the organization functions efficiently and that work is carried out in accordance with requirements, plans, and available resources.

**Leadership**, on the other hand, involves the ability to set direction for individuals and groups, while influencing their commitment to fundamental safety principles.

In nuclear energy organizations, managers must also act as leaders. These are two complementary roles fulfilled by a single person. Yet leadership is not limited to formal managerial positions. A strong safety culture is also co-created by employees who demonstrate initiative, motivate others, and support the achievement of long-term goals - especially in projects such as the construction of a nuclear power plant.

The way an organization functions reflects the qualities of its management and leadership. This aspect is critical in shaping and sustaining safety culture. The strength and quality of safety culture depend largely on those responsible for recruitment, creating workplace atmosphere, and influencing staff attitudes and behaviors - in other words, the organization's managers and leaders [2]. Well-prepared personnel display the right mindset and attitude. What matters are not only professional competences but also moral values, maturity, and social qualities, which form the foundation of safety culture.

*Leadership is key to fostering awareness that every employee is responsible for the quality and safety of the entire organization. Safety culture within the organization is closely correlated with the safety management system. Safety and quality complement each other and form a kind of symbiosis.*

**Leaders and managers select staff in such a way as to ensure that nuclear power plants operate safely.**

Quality management comprises quality policy, the creation and implementation of a quality assurance plan, and oversight combined with continuous improvement. It also raises the question: is quality management part of safety, or is safety part of quality management? [3].



Rys. 2. Diagram korelacja między: przywództwem, zarządzaniem bezpieczeństwem, kulturą bezpieczeństwa i zarządzaniem jakością  
Fig. 2. Correlation between Leadership, Safety Management, Safety Culture, and Quality Management

## ORGANIZATIONAL CULTURE

Edgar Schein [4] defines organizational culture as a pattern of shared basic assumptions learned by a group as it solves its problems of external adaptation and internal integration, which has worked well enough to be considered valid, and therefore, to be taught to members as to perceive, think and feel in relations to these problems. Organizational culture is not a static phenomenon; it evolves over time it evolves over time through an evergreening process.



Rys. 3. Poziomy kultury bezpieczeństwa w organizacji  
Fig. 3. Levels of Safety Culture in an Organization

## THE ORGANIZATIONAL CULTURE ENCOMPASSES THREE LEVELS

<b>Level I</b>	This level consists of <b>artifacts—conscious, visible elements</b> . They are easily <b>identifiable by both employees of the organization and by the external environment</b> .
<b>Level II</b>	The second level consists of <b>norms and values, beliefs, and attitudes</b> . These elements are only <b>partially visible and conscious</b> . They are expressed through the organization's mission, vision, and values. This level answers the question: “Why do we do what we do in our organization, and what is important to us?”
<b>Level III</b>	The third level comprises elements that are <b>invisible and unconscious</b> . They shape how the world and surrounding phenomena are perceived. This level forms the <b>foundation of organizational culture and is the most resistant to change</b> .

## BEZPIECZEŃSTWO A POSTAWY PERSONELU

Bazowym elementem kultury bezpieczeństwa jest motywacja budowana przez liderów. Ich działania kształtują atmosferę w zespołach, wpływają na zachowania pracowników i poczucie bezpieczeństwa psychologicznego. Tylko w przyjaznym środowisku możliwe jest stabilne funkcjonowanie i pełne wykorzystanie potencjału. Bezpieczeństwo ma charakter wielowymiarowy: to nie tylko kwestia techniczna - niemal zawsze zależy od kontekstu.

**Warto podkreślić ludzki wymiar bezpieczeństwa – jako podstawową potrzebę każdego człowieka. W organizacji bezpieczeństwo jednostki zapewniają inni ludzie.**

### Bezpieczeństwo można rozumieć jako:

1. STAN braku poczucia zagrożenia.
2. PROCES polegający na zapewnieniu poczucia bezpieczeństwa konkretnej osoby.

Drugie podejście odzwierciedla dynamiczny charakter bezpieczeństwa i ma bardziej praktyczny wymiar. Tutaj troska o bezpieczeństwo to aktywna postawa jednostki, ukierunkowana na ochronę i realizację celów w warunkach zagrożenia. Obejmuje wykorzystywanie szans, redukcję ryzyka i przeciwdziałanie zagrożeniom. W tym ujęciu bezpieczeństwo tworzy przestrzeń do rozwoju i pełnego wykorzystania potencjału człowieka [5].

Kiedy czujemy się bezpiecznie, osiągamy stan wewnętrznej równowagi i harmonii, co sprzyja rozwojowi i aktywności. W takich warunkach łatwiej jest się uczyć, podejmować wyzwania, rozwiązywać problemy oraz wykazywać się kreatywnością. Nasze ciało – poprzez postawę, mimikę, gesty i ton głosu – wysyła wówczas jasne sygnały: nie stanowimy zagrożenia dla otoczenia, a nasza obecność sprzyja poczuciu bezpieczeństwa u innych.

Gdy jednak czujemy się zagrożeni, nasz organizm uruchamia reakcje obronne, których zadaniem jest przywrócenie poczucia bezpieczeństwa. Na początku próbujemy nawiązać porozumienie z innymi osobami, szukamy wsparcia i sojuszników. Jeśli to jest nieskuteczne, przełączamy się w tryb walki lub ucieczki. Walkę należy w tym kontekście rozumieć metaforycznie – to może być na przykład kłótnia. Z kolei ucieczka to nagłe wycofanie się z dyskusji, próba przekierowania rozmowy na inne tory, a nawet fizyczne opuszczenie pomieszczenia lub spotkania. Takie zachowanie służy ochronie naszego poczucia bezpieczeństwa [6].

## BEZPIECZEŃSTWO PSYCHOLOGICZNE W MIEJSCU PRACY

Bezpieczeństwo psychologiczne to subiektywne poczucie związane z konsekwencjami podejmowania ryzyka interpersonalnego w miejscu pracy. Oznacza przekonanie, że środowisko zawodowe sprzyja otwartości i nie spotka nas kara ani upokorzenie za wyrażenie pomysłu, zadanie pytania, przyznanie się do błędu lub poproszenie o pomoc [7].

Gdy pracownicy czują się bezpieczni, potrafią swobodnie kwestionować obowiązujące metody pracy, konstruktywnie oceniać pomysły zespołu, a także zgłaszać zastrzeżenia wobec działań osób na najwyższych szczeblach hierarchii.

Ma to szczególne znaczenie w branżach, gdzie bezpieczeństwo jest priorytetem – jak energetyka jądrowa – ponieważ sprzyja zaufaniu, szczerości i otwartości w dyskusjach. Dzięki temu możliwe jest swobodne formułowanie wniosków, dzielenie się obserwacjami i podejmowanie trafnych decyzji.

Taka atmosfera sprzyja nie tylko minimalizacji ryzyka, ale też pobudza kreatywność. Pracownicy czują się ważni, bo są słuchani, zaangażowani w działania, a ich uwagi i pomysły są realnie brane pod uwagę i wdrażane.

## LIDERZY – ARCHITEKCI BEZPIECZEŃSTWA PSYCHOLOGICZNEGO

Budowanie bezpieczeństwa psychologicznego w zespole to zadanie liderów tworzących warunki i atmosferę współpracy. Najlepsi z nich pełnią rolę katalizatorów – wspierają oraz promują właściwe postawy i zachowania. Kluczowe są tu kompetencje miękkie: ciekawość, otwarta komunikacja, szacunek dla różnorodnych opinii, konstruktywna informacja zwrotna, wspieranie zespołu, akceptacja błędów oraz zaufanie. Lider potrafi z empatią wysłuchiwać członków zespołu, skutecznie pozyskiwać istotne informacje, przyjmować konstruktywną krytykę i elastycznie reagować na zmiany, gdy wdrożone rozwiązania nie przynoszą oczekiwanych efektów. Tworzy tym samym środowisko pracy oparte na uważności, otwartości i przejrzystości, które przyciąga osoby o wysokich kwalifikacjach i cenionych umiejętnościach. W takiej atmosferze docenia się nie tylko wkład i zaangażowanie, ale również unikalność i różnorodność każdego członka zespołu.

**Badania pokazują, że to właśnie pozytywna atmosfera, w której członkowie zespołu cenią wzajemny wkład, dbają o swoje samopoczucie i mają realny wpływ na sposób pracy, jest czynnikiem budującym psychologiczne bezpieczeństwo w grupie [8].**

## KULTURA BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO – POCHODZENIE I KONCEPCJA

Zasadniczą cechą kultury bezpieczeństwa jest nadawanie sprawom bezpieczeństwa takiej wagi, na jaką one zasługują, a więc stawianie ich na pierwszym miejscu, przed wszystkimi innymi celami.

Terminem „kultura bezpieczeństwa” zaczęto się posługiwać po incydencie, do którego doszło w marcu 1979 r. w elektrowni jądrowej TMI – Three Mile Island. Nastąpiło wtedy częściowe stopnienie rdzenia w drugim reaktorze elektrowni jądrowej (TMI-2). Bezpośrednią przyczyną była dysfunkcja zaworu zrzutowego.

Znamienne okazały się słowa profesora Herberta Simona: „bogactwo informacji prowadzi do ubóstwa uwagi”.

Ta mało groźna awaria miała znacznie większe konsekwencje wskutek błędów obsługi elektrowni. W momencie zagrożenia nastąpił natłok informacji. Część z nich w ogóle nie dotyczyła usterki, a inne były mylące lub błędne. Operatorzy podejmowali nieprawidłowe decyzje. Incydem zajmowały się różne agencje (federalne, stanowe i lokalne), które podawały do wiadomości publicznej sprzeczne informacje, ponieważ ze sobą nie współpracowały.

Oprócz błędów projektowych, technicznych i indywidualnych ludzkich, to właśnie słaba kultura bezpieczeństwa, a nawet jej brak, były elementem przyczyniającym się do tego zdarzenia.

Jako oznaki słabej kultury bezpieczeństwa wskazano wówczas:

- ▶ wadliwy projekt, który nie został poprawiony podczas budowy,
- ▶ presję produkcyjną i pośpiech,
- ▶ brak otwartego zgłaszania istotnych kwestii,
- ▶ brak wymiany informacji dotyczących ryzyka,
- ▶ niewłaściwie opracowane procedury oraz/lub ich nieprzestrzeganie,
- ▶ niedostatek kompetencji powodowany niewystarczającym przeszkoleniem pracowników.



## SAFETY AND STAFF ATTITUDES

A fundamental element of safety culture is motivation fostered by leadership. Leaders' actions shape team atmosphere, influence employee behaviour, and affect the sense of psychological safety. A friendly environment is essential for stability and for realizing full potential. Safety is multidimensional: it is not merely a technical issue - it must always be understood in context.

**It is essential to emphasise the human dimension of safety - as a basic need of every individual. Within an organisation, the safety of each person is ensured by people.**

### Safety can be understood as:

1. A STATE – the absence of a sense of threat.
2. A PROCESS – the continuous assurance of safety.

The second perspective reflects the dynamic nature of safety and has a more practical dimension. Caring for safety is an active attitude focused on protection and the achievement of goals under conditions of risk. It involves seizing opportunities, reducing risks, and counteracting threats. In this sense, safety creates the space for growth and the full realisation of human potential [5].

When we feel safe, we achieve an inner balance and harmony that foster development and activity. In such conditions, it is easier to learn, take on challenges, solve problems, and demonstrate creativity. Our bodies, through posture, facial expressions, gestures, and tone of voice, send clear signals: we do not pose a threat to others, and our presence supports their sense of safety.

However, when we feel threatened, our bodies trigger defensive responses aimed at restoring a sense of security. Initially, we attempt to reach an understanding with others, seeking support and allies. If this proves ineffective, we switch into fight-or-flight mode. In this context, "fight" should be understood metaphorically - for example, as an argument. "Flight," on the other hand, may take the form of abruptly withdrawing from a discussion, attempting to redirect the conversation, or even physically leaving the room or meeting. Such behaviour serves to protect our sense of safety [6].

## PSYCHOLOGICAL SAFETY IN THE WORKPLACE

Psychological safety is a subjective sense related to the consequences of taking interpersonal risks at work. It is the belief that the professional environment fosters openness and that one will not face punishment or humiliation for expressing an idea, asking a question, admitting a mistake, or requesting help [7].



When employees feel safe, they are able to challenge existing work practices, critically assess team ideas, and raise concerns about the actions of individuals at the highest levels of the hierarchy.

This is particularly important in industries where safety is paramount - such as nuclear energy - because it promotes trust, honesty, and openness in discussions. As a result, conclusions can be formulated more freely, observations shared, and sound decisions made. Such an atmosphere not only minimizes risks but also stimulates creativity. Employees feel valued because they are heard, involved in activities, and their comments and ideas are genuinely considered and implemented.

## LEADERS AS ARCHITECTS OF PSYCHOLOGICAL SAFETY

Building psychological safety within a team is the responsibility of leaders who shape the conditions and atmosphere for collaboration. The most effective leaders act as catalysts - they support and promote the right attitudes and behaviours. Key soft skills are essential in this process: curiosity, open communication, respect for diverse opinions, constructive feedback, team support, acceptance of mistakes, and trust. A leader listens to team members with empathy, effectively gathers essential information, accepts constructive criticism, and responds flexibly to change when implemented solutions do not deliver the expected results. In doing so, the leader fosters a work environment grounded in mindfulness, openness, and transparency - one that attracts individuals with high qualifications and valued skills. In such an environment, not only effort and commitment are appreciated but also the uniqueness and diversity of each team member.

**Research shows that it is precisely this positive atmosphere, where team members value each other's contributions, care about one another's well-being, and have a real influence on how work is carried out - that builds psychological safety within the team [8].**

## NUCLEAR SAFETY CULTURE – ORIGIN AND CONCEPT

The essential feature of safety culture is assigning safety the importance it deserves, placing it above all other objectives.

The term "safety culture" began to be used following the incident that occurred in March 1979 at the Three Mile Island (TMI) nuclear power plant. At that time, a partial core meltdown occurred in Unit 2 (TMI-2), caused directly by a malfunctioning relief valve.

The words of Professor Herbert Simon proved to be strikingly relevant: "a wealth of information creates a poverty of attention."

This relatively minor failure had far greater consequences due to operator errors. At the moment of crisis, operators were overwhelmed with information - some irrelevant to the fault, others misleading or incorrect. As a result, they made inappropriate decisions. Multiple agencies were involved in handling the incident (federal, state, and local) which released contradictory information to the public due to a lack of coordination.

Alongside design flaws, technical issues, and individual human errors, it was the weak - or even absent - safety culture that significantly contributed to this event.

Signs of a weak safety culture were identified at the time as:

- ▶ faulty design not corrected during construction,
- ▶ production pressure and haste,
- ▶ lack of open reporting of significant issues,
- ▶ absence of risk-related information sharing,
- ▶ poorly developed and/or disregarded procedures,
- ▶ insufficient competence caused by inadequate employee training.

## KULTURA BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO – ISTOTA

Główne cechy dobrej kultury bezpieczeństwa zostały zidentyfikowane i zapisane w postaci naukowych modeli, ale nie tylko. Mają one także postać list cech i atrybutów, które mogą być wykorzystywane przez przedsiębiorstwa i organy regulacyjne, do monitorowania, rozwijania i nadzorowania kultury bezpieczeństwa (opracowane np. przez IAEA, WANO). Katalog tych cech znajduje też odzwierciedlenie w prawodawstwie jądrowym i wymogach bezpieczeństwa określanych na poziomie poszczególnych państw.

## EFEKT CHŁODZENIA – KONTRA DO BEZPIECZEŃSTWA

Terminy „efekt chłodzenia” lub „mrozące środowisko pracy” są ważne dla organizacji działających w obszarze EJ. **Aby wyeliminować sytuacje, w których pracownicy wahają się wyrazić swoje obawy dotyczące bezpieczeństwa, amerykański regulator zachęca ich do bezpośredniego zgłaszania tych spraw swoim przełożonym.** Aby to było możliwe, pracownicy wyrażając swoje obawy, muszą się czuć komfortowo.

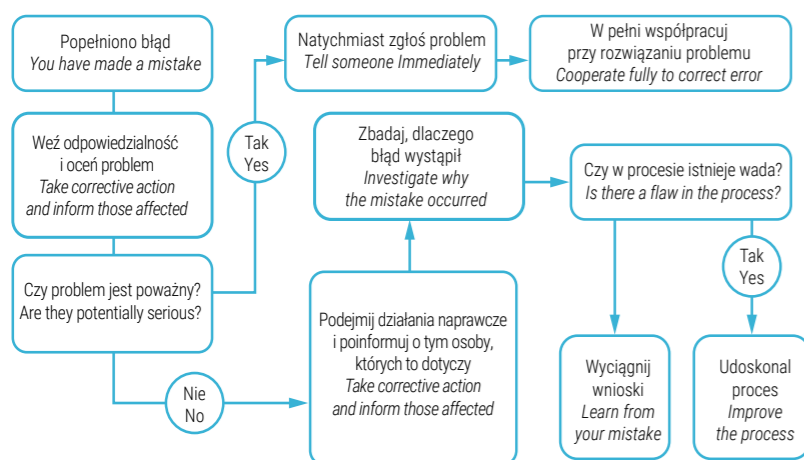
Niezależnie od motywacji – czyli, czy w organizacji istnieje milczące przyzwolenie na „zmrożenie”, czy też aktywne budowanie „schłodzonego środowiska”, zawsze dzieje się to kosztem bezpieczeństwa.

### Jaki może być ciężar konsekwencji?

- ▶ W najlepszym przypadku tracimy cenne źródło informacji służące utrzymaniu i poprawie bezpieczeństwa, czyli głos i zaangażowanie personelu.
- ▶ W umiarkowanym – zapomni o otwartości i zaufaniu (bezpiecznym środowisku pracy i bezpieczeństwie psychologicznym).
- ▶ W najgorszym, jeśli w wyniku obaw przed dyskryminacją czy odwetem pracownicy nie będą zgłaszać wątpliwości dotyczących bezpieczeństwa, może dojść do incydentu lub radiologicznej katastrofy [9, 10].

## ROZWIĄZYWANIE PROBLEMÓW

Istotne jest wczesne reagowanie na sytuacje potencjalnie niebezpieczne oraz umiejętność wyciągania wniosków z popełnianych błędów zarówno wewnątrz organizacji, jak i poza nią. Dzielenie się doświadczeniem z innymi pracownikami jest niezbędne. Członkowie organizacji nie powinni obawiać się przyznania do popełnionego błędu, a sam proces postępowania powinien przebiegać zgodnie z załączonym schematem.



Rys. 4. Schemat reagowania na sytuacje potencjalnie niebezpieczne [3]

Fig. 4. Response Procedure for Potentially Hazardous Situations [3]

## LESSON LEARNED, CZYLI WYCIĄGANIE WNIOSKÓW

Dbałość o szczegóły w przemyśle nuklearnym odgrywa pierwszoplanową rolę. Konsekwencje bagatelizowania aspektów związanych z bezpieczeństwem mogą być tragiczne w skutkach, zarówno lokalnie, jak i globalnie.

„Dobre wyniki w branży jądrowej muszą być napędzane doskonałością w operacjach jądrowych i bezkompromisowym podejściem do bezpieczeństwa. Jeśli to nie nastąpi, zdolność organizacji do zapewnienia bezpieczeństwa technologii jądrowych może być zagrożona. Pomimo zwiększonej świadomości na temat wagi zarządzania bezpieczeństwem i kulturą bezpieczeństwa, wiele uczestników branży EJ w ostatnich latach doświadczyło poważnych spadków w tych aspektach. To z kolei doprowadziło do rozległych i kosztownych programów naprawczych oraz wzmożonego nadzoru regulacyjnego” [3].

Wczesne wykrywanie, rozwiązywanie problemów, wyciąganie wniosków i wprowadzanie działań korygujących jest jedynym słusznym podejściem. Zarządzanie organizacją, które skupia się głównie na osiągnięciu korzyści finansowych, stanowi istotny problem dla zachowania standardów bezpieczeństwa oraz kultury bezpieczeństwa.

Wspólną cechą powyższych przypadków była niezdolność kierownictwa organizacji do docenienia lub rozpoznania symptomów, ich znaczenia, a także niepodjęcie skutecznych działań naprawczych na wczesnym etapie, pomimo sygnałów ze strony organów regulacyjnych i innych podmiotów.

## ONAGAWA I FUKUSHIMA – CHARAKTERYSTYKA ODMIENNEJ KULTURY BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO

Elektrownia jądrowa Onagawa w Japonii jest często podawana jako przykład silnej kultury bezpieczeństwa. Poniżej przedstawiono kilka aspektów potwierdzających stawianą tezę.

### LOKALIZACJA I KONSTRUKCJA

Jeszcze przed rozpoczęciem budowy w 1968 r. Tohoku Electric dokonało przeglądu literatury i przeprowadziło rozmowy z lokalną ludnością nt. tsunami (technologia symulacji jeszcze nie istniała w tym czasie). W 1970 r. wstępne prognozy wykazały, że w tym regionie średnia wysokość fali może osiągnąć ok. 3 m. Na podstawie tych informacji zdecydowano o wybudowaniu zakładu Onagawa na wysokości 14,8 m nad poziomem morza, co stanowiło niemal pięciokrotność szacowanej przeciętnej wysokości fali tsunami dla tego obszaru.

### PROTOKOŁY BEZPIECZEŃSTWA

Wiceprezes Tohoku Electric w latach 1960–1975, Yanosuke Hirai, rygorystycznie podchodził do promowania protokołów bezpieczeństwa, co doprowadziło do ustanowienia silnej kultury bezpieczeństwa. Pracownicy w Onagawa wiedzieli, jakie kroki należy podjąć, gdy wydano ostrzeżenie przed tsunami lub gdy zbliżało się tsunami.

### REAGOWANIE KRYZYSOWE

Tohoku Electric miało również inne podejście do reagowania kryzysowego niż Tokyo Electric Power Company w Fukushima – bardziej zorganizowane, oparte na współpracy i kontrolowane. Okresowe sesje szkoleniowe przypominające pracownikom o ekstremalnych sytuacjach również pozwoliły im zachować zimną krew podczas katastrofy.

## NUCLEAR SAFETY CULTURE – THE ESSENCE

The main features of a strong safety culture have been identified and documented not only through scientific models but also in the form of lists of characteristics and attributes. These can be used by enterprises and regulatory authorities to monitor, develop, and strengthen safety culture (as developed, for example, by the IAEA and WANO). This catalogue of features is also reflected in nuclear legislation and in safety requirements established at the national level.

## THE “CHILLING EFFECT” – A THREAT TO SAFETY

The terms “chilling effect” and “chilled work environment” are particularly relevant to organizations operating in the nuclear sector. **To prevent situations in which employees hesitate to raise safety concerns, the U.S. regulator encourages direct reporting of such issues to supervisors.** For this approach to be effective, employees must feel confident and comfortable when expressing their concerns.

Regardless of the underlying cause - whether an organization tacitly tolerates a chilled environment or actively cultivates one - the outcome is invariably detrimental to safety.

### What could be the magnitude of the consequences?

- ▶ Best case: valuable sources of information for maintaining and improving safety - namely, the voices and engagement of employees - are lost.
- ▶ Moderate case: openness and trust erode, undermining both a safe work environment and psychological safety.
- ▶ Worst case: if employees withhold safety concerns due to fear of discrimination or retaliation, this may ultimately result in an incident or even a radiological catastrophe [9, 10].

## PROBLEM-SOLVING

Early response to potentially hazardous situations and the ability to draw lessons from mistakes -both within and outside the organization - are essential. Sharing experiences with colleagues is equally indispensable. Members of the organization should not fear admitting errors, and the entire process should follow the scheme illustrated below.

## LESSON LEARNED: The Importance of Drawing Conclusions

Attention to detail is critical in the nuclear industry. Neglecting safety-related aspects can lead to severe local and global consequences.

“Strong performance in the nuclear industry must be driven by operational excellence and an uncompromising approach to safety. Without this, the ability to ensure nuclear safety may be jeopardized. Despite growing awareness of the importance of safety management and safety culture, many nuclear organizations have in recent years experienced significant declines in these areas. This, in turn, has led to extensive and costly corrective action programmes and intensified regulatory oversight.” [3]

Early detection, effective problem-solving, the lessons learned, and the implementation of corrective measures constitute the only sound approach. Management practices that prioritize financial performance over safety pose a significant threat to maintaining safety standards and a strong safety culture.

A common cause has been leadership’s failure to recognize early warning signs, understand their significance, and take effective corrective action, despite signals from regulators and stakeholders.

## ONAGAWA VS. FUKUSHIMA – CONTRASTING NUCLEAR SAFETY CULTURES



Rys. 5. Japońskie elektrownie jądrowe (Onagawa udało się uniknąć katastrofy w roku 2011 po trzęsieniu ziemi) [11]

Fig. 5. Japanese nuclear power plants (Onagawa avoided catastrophe in 2011 following the earthquake) [11]

The Onagawa Nuclear Power Plant in Japan is often cited as a model of strong safety culture. Several key aspects illustrate this point.

### LOCATION AND DESIGN

Even before construction began in 1968, Tohoku Electric reviewed the available literature and consulted local residents about tsunami risks, since simulation technology was not yet available at the time. In 1970, preliminary forecasts indicated that the average wave height in the region could reach about 3 meters. Based on this information, it was decided to build the Onagawa plant at an elevation of 14.8 meters above sea level - nearly five times higher than the estimated average tsunami wave height for the area.

### SAFETY PROTOCOLS

Yanosuke Hirai, Vice President of Tohoku Electric from 1960 to 1975, took a strict approach to promoting safety protocols, which fostered a strong safety culture. Employees at Onagawa were fully aware of the steps to take when a tsunami warning was issued or when a tsunami was approaching.

### CRISIS RESPONSE

Tohoku Electric also adopted a different approach to crisis response compared with the Tokyo Electric Power Company (TEPCO) at Fukushima—more organized, collaborative, and controlled. Regular training sessions reminding staff of extreme scenarios enabled them to remain composed during the disaster.

### MINDSET

Unlike TEPCO, where market dominance fostered a perception of infallibility, Tohoku Electric prioritized reactor safety as a core corporate value.

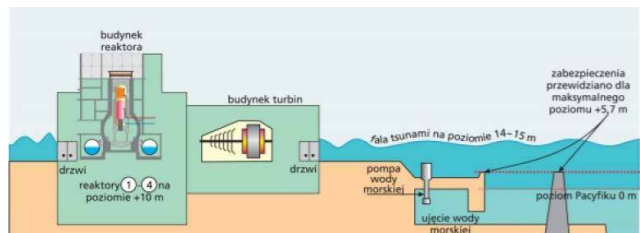
Fukushima Daiichi, which was originally intended to be built at a much higher elevation of around 20 meters above sea level, was ultimately constructed at a significantly lower level.

The immediate cause of the Fukushima Daiichi accident was a dual natural disaster: an earthquake of unprecedented magnitude in Japan, followed by a massive tsunami. Yet, in drawing lessons from the event, it is equally important to consider the underlying factors: the poor siting of the plant - not only in a region of high seismic risk but also in an area prone to tsunamis. Even more critically, the maximum design-basis tsunami height was underestimated at 5.7 meters, while the actual wave reached 14–15 meters.

## NASTAWIENIE

W przeciwieństwie do TEPCO, w którym dominacja firmy na rynku była oznaką nieskazitelności, Tohoku Electric priorytetowo traktowało bezpieczeństwo reaktora jądrowego w firmie.

Fukushima-Daiichi, którą pierwotnie również zamierzano zbudować na znacznie większej wysokości, tj. ok. 20 m n.p.m., ostatecznie jednak powstała na niższym posadowieniu.



Rys. 6. Zalanie reaktorów 1-4 przez falę tsunami w Elektrowni jądrowej Fukushima [12]

Fig. 6. Flooding of Units 1-4 by the tsunami wave at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant [12]

Bezpośrednią przyczyną awarii w EJ Fukushima Daiichi był podwójny kataklizm: trzęsienie ziemi o największej sile w historii Japonii i następujące po nim tsunami. Aby jednak by wyciągnąć wnioski z tej awarii, równie ważne jak przyczyny bezpośrednie są błędy popełnione na etapie projektowania – przede wszystkim niewłaściwy wybór lokalizacji elektrowni – w rejonie narażonym nie tylko na silne wstrząsy sejsmiczne, ale także na tsunami. Co gorsza – maksymalną projektową wysokość fali tsunami błędnie oszacowano na 5,7 m, podczas gdy w rzeczywistości osiągnęła ona 14–15 m.

Bezpośrednim następstwem wydarzeń z 11 marca 2011 r. było przeprowadzenie nadzwyczajnych analiz odporności wszystkich elektrowni jądrowych na terenie Unii Europejskiej (tzw. stress testy).

Kompleksowy przegląd odporności obiektów obejmował analizę możliwego wpływu skrajnych warunków zewnętrznych na ich bezpieczeństwo, efektywność systemu zabezpieczeń (tzw. obrony w głąb) oraz organizacyjny i techniczny poziom przygotowania do ochrony ludzi i środowiska podczas ciężkiej awarii w skrajnych warunkach zewnętrznych. Tylko elektrownie, które zdały ten swoisty egzamin z odporności, mogły kontynuować pracę.

Awaria doczekała się także odpowiedzi ze strony Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej, która nakreśliła plan działań na rzecz wzmocnienia bezpieczeństwa jądrowego (ang. Action Plan on Nuclear Safety). Został on przyjęty przez wszystkie państwa członkowskie, a jego wdrażanie objęło na przestrzeni pięciu lat ponad 1000 różnych aktywności mających na celu dogłębną analizę, wyciągnięcie wniosków i zaimplementowanie ich w różnych obiektach jądrowych. Co znacząco wpłynęło na podniesienie poziomu bezpieczeństwa jądrowego na świecie.

Wnioski wyciągnięte z przeprowadzanych analiz zostały trwale odzwierciedlone w znowelizowanej w 2014 r. unijnej dyrektywie w sprawie bezpieczeństwa jądrowego (NSD, ang. Nuclear Safety Directive). Nowelizacja ta wprowadziła rozwiązania, które w jeszcze większym stopniu wymuszają na państwach członkowskich Euratom zagwarantowanie, że bezpieczeństwo obiektów jądrowych jest i będzie najwyższym priorytetem.

Podsumowując, bezpieczeństwo to nie tylko brak zagrożeń, lecz także otwartość na dzielenie się wiedzą i doświadczeniem, wspieranie wiarygodności oraz świadome przywództwo. To również bezpieczeństwo psychologiczne, które pozwala na swobodne zgłaszanie obaw i przyznawanie się do błędów bez obawy przed konsekwencjami. Tylko w takim środowisku możemy rozwijać angażującą kulturę opartą na zespołach, które codziennie podejmują decyzje zgodnie z zasadami bezpieczeństwa.

Literatura:

1. Nuclear Energy Agency (NEA) - Country-Specific Safety Culture Forum (CSSCF) (oecd-nea.org) [https://www.oecd-nea.org/jcms/pl\\_29571/country-specific-safety-culture-forum-csscf](https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_29571/country-specific-safety-culture-forum-csscf) (dostęp 03.2024)
2. Leadership and management for safety (iaea.org) [dostęp: 07.2025] <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1750web.pdf>
3. Safety culture in nuclear installations Guidance for use in the enhancement of safety culture, International Atomic Energy Agency, wyd. Wiedź – grudzień 2002, [https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te\\_1329\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1329_web.pdf) [dostęp: 11.2024].
4. Klinecicz, Krzysztof (red.) (2016) Zarządzanie, organizacje i organizowanie – przegląd perspektyw teoretycznych. Warszawa: Wydawnictwo Naukowe Wydziału Zarządzania Uniwersytetu Warszawskiego <https://timo.wz.uw.edu.pl/wp-content/uploads/2016/09/29-Katarzyna-Kowalczyk-i-Micha%C5%82-Szuka%C5%82a-Teorie-kultury-organizacji-Klinecicz-Krzysztof-red-Zarzadzanie-organizacji-i-organizowanie.pdf>
5. Bezpieczeństwo: istota, kategorie, ewolucja, 18/2011 – Biuro Bezpieczeństwa Narodowego (bbn.gov.pl) [dostęp: 07.2025] <https://www.bbn.gov.pl/pl/informacje-o-bbn/publikacje/materiały-archiwalne/kwartalnik-bezpieczenstwo/wydania-archiwalne/182011/3322,Bezpieczenstwo-istota-kategorie-ewolucja.html>
6. Strefa PMI – Psychologiczne bezpieczeństwo – najważniejszy czynnik wpływający na efektywną pracę zespołów [dostęp: 07.2025] <https://strefapmi.pl/strefa-wiedzy/psychologiczne-bezpieczenstwo-najwazniejszy-czynnik-wplywajacy-na-efektywna-prace-zespolow/>
7. Psychological Safety and Learning Behavior in Work Teams (mit.edu) [dostęp: 07.2025] <https://www.mit.edu/~dave/psychological-safety/>
8. Psychological safety and leadership development | McKinsey [dostęp: 07.2025] <https://www.mckinsey.com/industries/energy/our-insights/psychological-safety-and-leadership-development>
9. The Importance of Paying Attention to "Chill" – U.S. NRC Blog (nrc-gateway.gov) [dostęp: 11.2024].
10. Chilled work environment for raising and addressing safety Concerns at the watts bar nuclear plant, March 23, 2016, Watts Bar Work Environment for Raising and Addressing Safety Concerns at Watts Bar Nuclear Plant. (nrc.gov) [dostęp: 11.2024].
11. Onagawa: Japońska elektrownia jądrowa, która nie uległa zatopieniu 11 września, Airi Ryu, Najmedin Meshkati, publ. 2014, Onagawa: The Japanese nuclear power plant that didn't melt down on 3/11 - Bulletin of the Atomic Scientists [dostęp: 11.2024]
12. Awaria w elektrowni jądrowej Fukushima Daiichi spowodowana najsilniejszym od 140 lat trzęsieniem ziemi w Japonii, publ. 2013, ncbj.edu.pl



In the immediate aftermath of the March 11, 2011 disaster, all nuclear power plants in the European Union were subjected to extraordinary safety assessments, known as stress tests.

These comprehensive reviews examined the potential impact of extreme external conditions on plant safety, the effectiveness of defence-in-depth measures, and the organizational and technical preparedness to protect people and the environment in the event of a severe accident under extreme conditions. Only plants that successfully passed this rigorous resilience assessment were permitted to continue operating.

The accident also prompted a response from the International Atomic Energy Agency, which developed the *Action Plan on Nuclear Safety*. Endorsed by all Member States, its implementation spanned five years and encompassed more than 1,000 initiatives aimed at in-depth analysis, lessons learned, and the application of improvements across nuclear facilities worldwide, significantly strengthening global nuclear safety.

The conclusions drawn from these assessments were permanently reflected in the 2014 revision of the EU Nuclear Safety Directive (NSD). This amendment introduced measures that place even greater obligations on Euratom Member States to ensure that the safety of nuclear facilities remains the highest priority.

In conclusion, safety is not merely the absence of threats, but also openness to sharing knowledge and experience, fostering credibility, and exercising conscious leadership. It also encompasses psychological safety, which enables individuals to raise concerns and admit mistakes without fear of consequences. Only in such an environment can we build an engaging culture founded on teams that make daily decisions in alignment with safety principles.

References:

1. Nuclear Energy Agency (NEA) - Country-Specific Safety Culture Forum (CSSCF) (oecd-nea.org) [https://www.oecd-nea.org/jcms/pl\\_29571/country-specific-safety-culture-forum-csscf](https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_29571/country-specific-safety-culture-forum-csscf) (accessed: 03.2024)
2. Leadership and management for safety (iaea.org) [accessed: 07.2025] <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1750web.pdf>
3. Safety Culture in Nuclear Installations: Guidance for Use in the Enhancement of Safety Culture. International Atomic Energy Agency, Vienna, December 2002. [https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te\\_1329\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1329_web.pdf) [accessed: 11.2024].
4. Klinecicz, Krzysztof (ed.) (2016). Zarządzanie, organizacje i organizowanie – przegląd perspektyw teoretycznych. Warszawa: Wydawnictwo Naukowe Wydziału Zarządzania Uniwersytetu Warszawskiego. Available at: <https://timo.wz.uw.edu.pl/wp-content/uploads/2016/09/29-Katarzyna-Kowalczyk-i-Micha%C5%82-Szuka%C5%82a-Teorie-kultury-organizacji-Klinecicz-Krzysztof-red-Zarzadzanie-organizacji-i-organizowanie.pdf> [accessed: 07.2025]
5. Bezpieczeństwo: istota, kategorie, ewolucja. Biuro Bezpieczeństwa Narodowego, 18/2011. <https://www.bbn.gov.pl/pl/informacje-o-bbn/publikacje/materiały-archiwalne/kwartalnik-bezpieczenstwo/wydania-archiwalne/182011/3322,Bezpieczenstwo-istota-kategorie-ewolucja.html> [accessed: 07.2025].
6. Strefa PMI – Psychologiczne bezpieczeństwo – najważniejszy czynnik wpływający na efektywną pracę zespołów. <https://strefapmi.pl/strefa-wiedzy/psychologiczne-bezpieczenstwo-najwazniejszy-czynnik-wplywajacy-na-efektywna-prace-zespolow/> [accessed: 07.2025].
7. Edmondson, Amy C. Psychological Safety and Learning Behavior in Work Teams. MIT. [accessed: 07.2025].
8. Psychological Safety and Leadership Development. McKinsey & Company. <https://www.mckinsey.com/industries/energy/our-insights/psychological-safety-and-leadership-development> [accessed: 07.2025].
9. The Importance of Paying Attention to "Chill" – U.S. NRC Blog. NRC Gateway. [accessed: 11.2024].
10. Chilled Work Environment for Raising and Addressing Safety Concerns at the Watts Bar Nuclear Plant, March 23, 2016. NRC. <https://www.nrc.gov> [accessed: 11.2024].
11. Ryu, Airi & Meshkati, Najmedin (2014). Onagawa: The Japanese Nuclear Power Plant That Didn't Melt Down on 3/11. Bulletin of the Atomic Scientists. <https://the-bulletin.org> [accessed: 11.2024]
12. Awaria w elektrowni jądrowej Fukushima Daiichi spowodowana najsilniejszym od 140 lat trzęsieniem ziemi w Japonii. NCBJ, publ. 2013. <https://ncbj.edu.pl> [accessed: 11.2024].



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
SEBASTIAN KOZIKOWSKI**

Ekspert Urzędzeń Ciśnieniowych  
Departament Techniki  
Urząd Dozoru Technicznego

Expert in Pressure Equipment  
Department of Technology  
Office of Technical Inspection (UDT)



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
RADOSŁAW ŁUKASIAK**

Główny Specjalista  
ds. Rozwoju Energetyki Jądrowej  
Departament Innowacji i Rozwoju  
Urząd Dozoru Technicznego

Chief Specialist for Nuclear Energy  
Department of Innovation and  
Development  
Office of Technical Inspection (UDT)

# Pasywne systemy bezpieczeństwa w nowoczesnych elektrowniach jądrowych

## Studium przypadku reaktora AP1000

# Passive Safety Systems in Modern Nuclear Power Plants

## A Case Study of the AP1000 Reactor



Rys. 1. Stan energetyki jądrowej na świecie  
Fig. 1. World nuclear power status

**Sytuacja geopolityczna, rosnące zapotrzebowanie na energię oraz konieczność szukania niskoemisyjnych rozwiązań pozyskiwania energii doprowadziły do momentu, kiedy energetyka jądrowa ponownie zaczęła odgrywać kluczową rolę w produkcji energii.**

**W połowie 2024 r. na całym świecie pracowało 408 reaktorów wytwarzających 357 GW co stanowiło 9,15% udziału w miksie energetycznym.**

**Zaangażowanie energetyki jądrowej (EJ) łączy się z licznymi aspektami związanymi z bezpieczeństwem, na które składa się bezpieczeństwo ludzi, mienia oraz środowiska.**

**Wiedza i świadomość społeczeństwa są nieodzownie związane z rozwojem tego sektora w każdym kraju. Poparcie społeczne stanowi kluczową część „być albo nie być” bloków jądrowych zarówno tych już istniejących, jak i tych, których budowa ma się dopiero rozpocząć. Zaufanie opiera się na poczuciu bezpieczeństwa.**

Nowoczesne bloki jądrowe cechują się niezwykle niskim prawdopodobieństwem wystąpienia poważnej awarii. Określenie „potrójne C” (z ang. *Control, Cool and Contain*), czyli kontroluj proces, zapewnij chłodzenie i utrzymaj wewnątrz obudowy bezpieczeństwa) jest wpisane w filozofię ochrony w głąb (rys 2). Ma ona na celu wielowarstwowe zabezpieczenia układów, tak by zapewnić bezpieczeństwo elektrowni i pracowników, jak również społeczeństwa na możliwie najwyższym poziomie. Kluczową rolę odgrywają systemy pasywne, czyli takie, które wykorzystują naturalne zjawiska fizyczne takie jak skraplanie, grawitację i naturalną cyrkulację, a inicjacja ich działań nie wymaga aktywności operatora. Wymaga natomiast inicjacji ze strony specjalnych układów bezpieczeństwa.

- I. Poziom: zapobieganie odchyleniom od normalnej eksploatacji i uszkodzeniom → wysoka jakość i niezawodność
  - ▶ solidny projekt → duże zapasy bezpieczeństwa, inherentne bezpieczeństwo (stabilność, samoregulacja), zwielokrotnienie, różnorodność i niezależność systemów ważnych dla bezpieczeństwa;
  - ▶ zapewnienie jakości (projektowania, budowy i eksploatacji) + wysokie kwalifikacje personelu;
  - ▶ kultura bezpieczeństwa (bezpieczeństwo zawsze nadrzędne).
- II. Poziom: nadzór technologiczny → wykrywanie i opanowywanie odchylen od normalnej eksploatacji, aby zapobiec awariom
  - ▶ wykrywanie i opanowywanie skutków uszkodzeń przez „normalne” systemy EJ, jak układ redukcji mocy i normalnego wyłączenia reaktora;
  - ▶ właściwe procedury eksploatacyjne i wysokie kwalifikacje personelu eksploatacji.
- III. Poziom: opanowywanie awarii projektowych → systemy bezpieczeństwa i działania operatorów
  - ▶ wbudowane cechy bezpieczeństwa EJ
  - ▶ systemy bezpieczeństwa:
    - system zabezpieczeń reaktora
    - system awaryjnego chłodzenia i inne systemy (uruchamiane samoczynnie w razie awarii)
  - ▶ system obudowy bezpieczeństwa – chroniąca przed uwolnieniem substancji promieniotwórczych do otoczenia
  - ▶ awaryjne procedury eksploatacyjne + wyszkolenie i systematyczne szkolenie operatorów
- IV. Poziom: ograniczanie skutków ciężkich awarii → minimalizacja uwolnień substancji promieniotwórczych z EJ w razie uszkodzenia rdzenia → dodatkowe dedykowane systemy bezpieczeństwa i działania operatorów
  - ▶ utrzymanie integralności i efektywności obudowy bezpieczeństwa
    - zapobieganie wybuchowi wodoru w obudowie lub
    - uszkodzeniu obudowy przez stopiony rdzeń reaktora
  - ▶ działania operatorów (zgodnie z wytycznymi opanowania ciężkich awarii – severe accident management guidelines)
- V. Poziom: działania interwencyjne → łagodzenie skutków radiologicznych awaryjnych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska → działania interwencyjne
  - ▶ podanie pastylek jodu obojętnego, zalecenie pozostania w domach, czasowe wstrzymanie wypasu bydła w razie skażenia pastwisk, czasowa ewakuacja ludności z najbliższego otoczenia EJ

Rys. 2. Filozofia obrony w głąb i jej poziomy (defense in depth) [1]

**The geopolitical situation, the growing demand for energy, and the urgent need for low-emission energy sources have brought nuclear power back to the forefront of global electricity generation.**

**As of mid-2024, 408 reactors were in operation worldwide, producing a combined 357 GW of capacity and accounting for 9.15% of the global energy mix.**

**The engagement of nuclear power is inseparably linked with multiple aspects of safety, encompassing the protection of people, property, and the environment.**

**Public awareness and knowledge are inseparably linked to the development of this sector in every country. Social support is a decisive factor in the very existence of nuclear units, both those already in operation and those planned for construction. Trust is built upon a sense of safety.**

Modern nuclear units are characterized by an extremely low probability of a major accident. The concept of the “Triple C” (Control, Cool, and Contain) is embedded in the philosophy of defence-in-depth (Fig. 2). This philosophy relies on multilayered protective barriers designed to ensure the safety of the plant, its personnel, and the public at the highest possible level. A key role is played by passive systems, which use natural physical phenomena such as condensation, gravity, and natural circulation. Their functioning does not require operator action but must be initiated by dedicated safety systems.

- I. Level: Prevention of deviations from normal operation and damage → high quality and reliability
- ▶ Robust design → large safety margins, inherent safety (stability, self-regulation), redundancy, diversity, and independence of important to nuclear safety systems;
  - ▶ Quality assurance (in design, construction, and operation) + highly qualified personnel;
  - ▶ Safety culture (safety always takes precedence).

- II. Level: Technological inspection → detection and management of deviations from normal operation to prevent accidents
- ▶ Detection and management of failures Control of abnormal operation and detection of failures, such as power reduction and normal reactor shutdown systems;
  - ▶ Proper operating procedures and high qualifications of operating personnel.

- III. Level: Control of accident within design basis → safety systems and operator actions
- ▶ Built-in nuclear power plant safety features;
  - ▶ Safety Systems:
    - Reactor protection system;
    - Emergency core cooling system and other systems (automatically activated in case of failure);
  - ▶ Containment system – preventing the release of radioactive substances into the environment;
  - ▶ Emergency operating procedures and systematic operator training.

- IV. Level: Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of severe accidents
- ▶ Maintaining the integrity and effectiveness of containment:
    - Prevention of hydrogen explosion in the containment;
    - Prevention of hydrogen explosion in the containment;
  - ▶ Operator actions (according to Severe Accident Management Guidelines – SAMGs).

- II. Level: Emergency measures → mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive materials
- ▶ Administration of stable iodine tablets, sheltering, temporary suspension of cattle grazing in the event of pasture contamination, and temporary evacuation of the population in the immediate vicinity of the nuclear power plant.

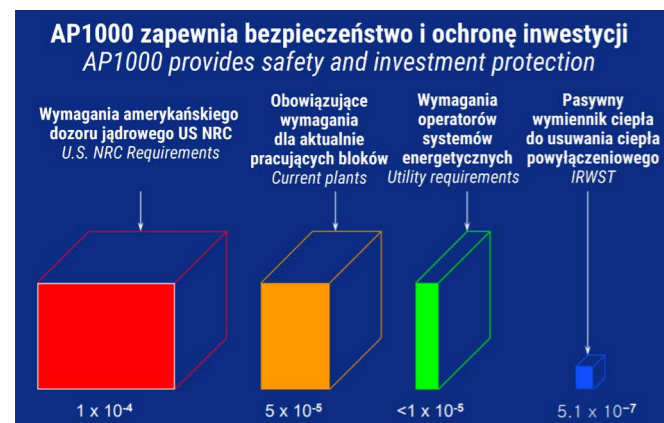
Fig. 2. The philosophy of defence-in-depth and its levels [1]

IAEA oraz polskie przepisy definiują trzy fundamentalne funkcje bezpieczeństwa reaktora jądowego:

- ▶ Sterowanie reaktywnością – zapewnienie kontroli nad mocą reaktora poprzez zarządzanie bilansem neutronów.
- ▶ Odprowadzanie ciepła – z rdzenia reaktora, wypalonego paliwa oraz świeżego paliwa, zarówno w warunkach normalnych, jak i awaryjnych.
- ▶ Izolacja przed promieniowaniem – ochrona ludzi i środowiska przed promieniowaniem jonizującym.

Zorganizowana wymiana doświadczeń w ramach IAEA, NEA, WENRA jak również wyciągnięte lekcje z wcześniejszych awarii przyczyniają się, że prawdopodobieństwo uszkodzenia EJ skutkujące stopniem rdzenia reaktora jest bardzo niskie. Wyciek poza obudowę bezpieczeństwa - jeszcze o kolejny rząd wielkości niższy.

Według wymagań amerykańskiego dozoru jądowego US Nuclear Regulatory Commission (NRC), prawdopodobieństwo awarii skutkującej uszkodzeniem rdzenia powinno wynosić CDF <math>10^{-4}</math> na rok pracy reaktora - lat. Obecnie pracujące EJreaktory II generacji osiągają wskaźnik CDF około 5 na 100 tys. lat. Według wymagań europejskich regulatorów, prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia powinno być rzadsze niż 1 na 100 tys. lat, a konstrukcja reaktora AP1000 zapewnia, że nie przekroczy ono 2,5 na 10 mln lat – jest więc 400 razy mniejsze, niż wymaga NRC. Podobnie niskie prawdopodobieństwo awarii osiągnięto dla reaktora EPR, jak pokazano na rysunku 3.



Rys. 3. Prawdopodobieństwo awarii współczesnych reaktorów jądowych [2]  
 Fig. 3. Probability of failures in modern nuclear reactors [2]

Założenia projektowe reaktorów generacji III i III+ zakładają, że nawet przy wystąpieniu ciężkiej awarii skutkującej stopniem rdzenia, radioaktywny materiał powinien zostać zatrzymany w obudowie reaktora, nie stwarzając zagrożenia dla ludności.

Reaktory generacji III, III+ i wyższych charakteryzują się pasywnymi systemami zapewniającymi znacznie wyższy poziom bezpieczeństwa, niż narzucają przepisy.

#### PODSTAWOWE ZASADY BEZPIECZEŃSTWA DLA ELEKTROWNI JĄDOWYCH W ZAKRESIE PROJEKTOWANIA I BUDOWY [9]

- ▶ Bezpieczeństwo i zapobieganie wypadkom – cel nadrzędny. Odzwierciedlenie tej zasady stanowi szeroko pojęta kultura bezpieczeństwa jądowego i reguła niemalże wpisana w kod DNA wszystkim pracownikom, mówiąca, że bezpieczeństwo jest ważniejsze niż produkcja (energii elektrycznej).
- ▶ Ochrona w głąb – czyli szereg poziomów obrony z wielokrotnymi barierami zabezpieczającymi przed uwalnianiem materiałów radioaktywnych. Instalację należy projektować tak, by prawdopodobieństwo wystąpienia uszkodzeń lub kombinacji uszkodzeń mogących prowadzić do poważnych konsekwencji było bardzo małe.

▶ Rozwiązania techniczne stosowane w projekcie winny być uprzednio sprawdzone w pracy innych obiektów lub poprzez doświadczenia.

▶ Na wszystkich etapach projektowania i przygotowania eksploatacji trzeba uwzględnić problemy współpracy człowieka z maszyną i możliwość błędów człowieka.

▶ Projekt musi zapewnić, że narażenie na promieniowanie personelu instalacji i możliwość uwolnienia materiałów radioaktywnych do otoczenia są tak małe, jak jest to rozsądnie osiągalne.

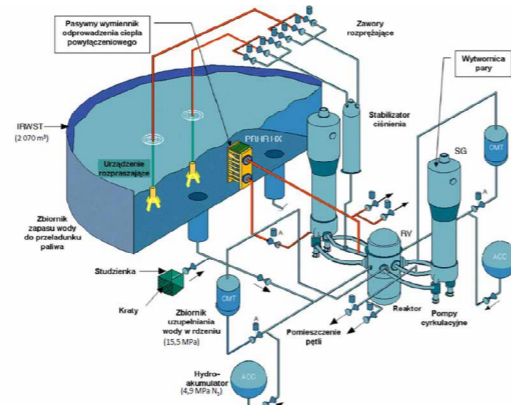
▶ Zanim właściciel elektrowni złoży wniosek o dopuszczenie do budowy instalacji, należy przeprowadzić pełną analizę bezpieczeństwa elektrowni i jej niezależną weryfikację, by upewnić się, że projekt instalacji spełnia wymagania bezpieczeństwa.

#### Pasywne układy bezpieczeństwa reaktora AP 1000

Pasywne systemy to hierarchicznie ułożone układy, mające na celu zapewnienie chłodzenia reaktora w różnych stanach awaryjnych, do zadziałania których nie jest potrzebne zasilanie. System pasywnego chłodzenia jest odpowiedzialny za usunięcie ciepła powyłączeniowego w przypadku awarii.

W skład pasywnych systemów wchodzi m.in.:

- ▶ pasywny układ wtrysku chłodziwa do reaktora wody borowanej,
- ▶ pasywny system odbioru ciepła powyłączeniowego za pomocą zbiornika IRWST (ang. In-containment Refueling Water Storage Tank) wraz z wbudowanym wymiennikiem ciepła PRHRHX (ang. Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger),
- ▶ automatyczne zawory zrzutowe,
- ▶ pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa (PCCS),
- ▶ system kontroli pH (pH control system).



Rys. 4. Pasywny układ chłodzenia reaktora AP 1000 [1]

Fig. 4. AP 1000 Reactor Passive Cooling System [1]

Działanie systemu aktywowane jest w np. przypadku awarii rurociągu pary, wytwornicy pary (SG), utraty zdolności chłodzenia spowodowanej przez SLOCA (ang. *small loss-of-coolant accident*) albo BLOCA (ang. *big loss-of-coolant accident*).

#### PRHR HX

Wymiennik ciepła odprowadzający ciepło resztkowe (PRHR HX) służy do utrzymania akceptowalnego, stabilnego stanu układu chłodzenia reaktora (RCS).

Lokalizacja wymiennika została tak dobrana, aby woda w sposób naturalny mogła krążyć w obiegu nawet po wyłączeniu pomp obiegowych chłodzenia reaktora (RCP). Jego funkcjonowanie przewidziano na 72h.

The IAEA and Polish regulations define three fundamental safety functions of a nuclear reactor:

- ▶ Reactivity control – ensuring control over reactor power by managing the neutron balance.
- ▶ Heat removal – from the reactor core, spent fuel, and fresh fuel, under both normal and accident conditions;
- ▶ Confinement of radioactive material – protecting people and the environment from ionizing radiation.

Organized exchanges of experience within the IAEA, NEA, and WENRA, as well as lessons learned from past accidents, have helped to ensure that the probability of nuclear power plant damage leading to core meltdown is extremely low. The likelihood of a release beyond the containment boundary is even lower - by an additional order of magnitude.

According to the requirements of the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), Core damage frequency must be  $CFD < 10^{-4}$  per reactor year. Currently operating Generation II nuclear power plants achieve a rate of about 5 per 100,000 reactor years. According to European regulatory requirements, the probability of core damage frequency must be less than 1 in 100,000 years, while the design of the AP1000 reactor ensures that it does not exceed 2.5 in 10 million years—400 times lower than the NRC requirement. A similarly low probability of failure has been demonstrated for the EPR reactor (Fig. 3).

The design assumptions for Generation III and III+ reactors state that even in the event of a severe accident resulting in core meltdown, radioactive material should remain contained within the reactor containment, without posing a threat to the public.

Generation III, III+, and subsequent reactor designs feature passive systems that ensure a level of safety significantly exceeding regulatory requirements.

#### BASIC SAFETY PRINCIPLES FOR THE DESIGN AND CONSTRUCTION OF NUCLEAR POWER PLANTS [9]

- ▶ Safety and accident prevention – the overriding objective. This principle is reflected in the broadly understood nuclear safety culture and in the rule, ingrained almost like a part of every employee's DNA, that safety takes precedence over electricity production.
- ▶ Defence-in-depth – a multi-tiered strategy with successive barriers to prevent the release of radioactive materials. Nuclear installations must be designed so that the probability of failures, or combinations of failures, that could lead to severe consequences remains extremely low.
- ▶ All technical solutions applied in the design must be validated through prior operational experience or experimental evidence.
- ▶ At every stage of design and operational preparation, human factors and the potential for human error must be addressed.
- ▶ The design must ensure that occupational exposures and potential releases of radioactive material to the environment are kept as low as reasonably achievable.
- ▶ Before an application for a construction license is submitted, a full safety analysis must be conducted and independently reviewed to confirm that the design meets all applicable safety requirements.

#### AP 1000 Reactor Passive Safety Systems

Passive systems are hierarchically arranged to provide reactor cooling under various accident conditions without relying on external power sources. The passive cooling system is responsible for removing decay heat in the event of an accident.

The AP1000 passive safety systems include:

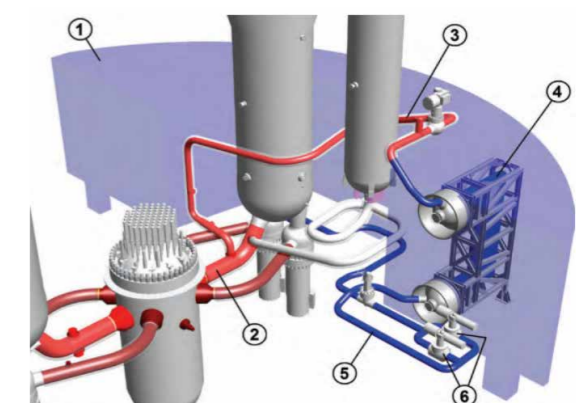
- ▶ passive borated water injection into the reactor,
- ▶ passive residual heat removal system, consisting of the IRWST ( In-containment Refueling Water Storage Tank) and the integrated PRHR HX ( Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger),
- ▶ automatic depressurization valves,
- ▶ passive containment cooling system (PCCS),
- ▶ pH control system.

These systems are activated, for example, in the event of a steam line rupture, steam generator (SG) failure, or loss of cooling capability due to a SLOCA (small loss-of-coolant accident) or BLOCA (big loss-of-coolant accident).

#### PRHR HX

The Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger (PRHR HX) is designed to maintain an acceptable and stable condition of the Reactor Cooling System (RCS).

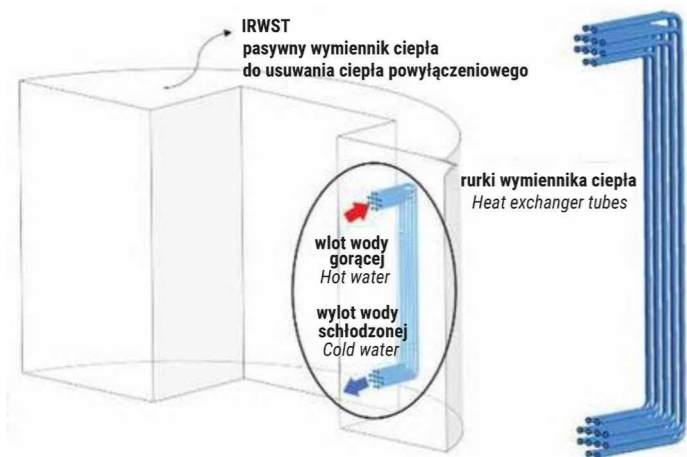
Its location is selected to allow natural circulation of water in the loop even after the reactor coolant pumps (RCPs) are shut down. The system is designed to operate for up to 72 hours without operator's action.



- 1) zbiornik (IRWST), (IRWST)
- 2) Hot Leg, Hot Leg
- 3) rurociąg doprowadzający wodę do wymiennika ciepła, Supply line to the heat exchanger
- 4) wymiennik ciepła (PRHR HX), Heat exchanger (PRHR HX)
- 5) rurociąg powrotny, Return line
- 6) zawory odcinające, Isolation valves.

Rys. 5. Pętla pasywnego wymiennika ciepła [4]  
 Fig. 5. Passive heat exchanger loop [4]

PRHR HX służy do utrzymania akceptowalnego, stabilnego stanu układu chłodzenia reaktora (RCS), oddając ciepło między innymi do zbiornika IRWST.

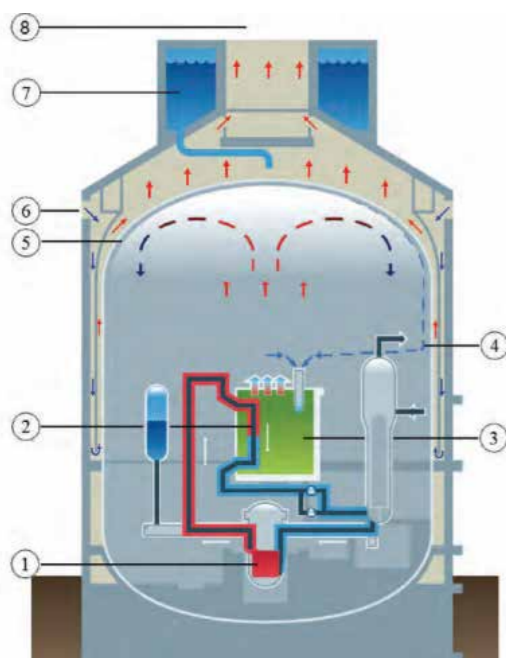


Rys. 6. Analiza wpływu awarii rurki węzłowniczej na działanie pasywnego wymiennika ciepła do usuwania ciepła powylączeniowego [5]

Fig. 6. Analysis of Influence of Tube Failure on Performance of Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger [5]

### Zbiornik IRWST

Zbiornik wody stanowi integralną część stalowej obudowy bezpieczeństwa, a jego umiejscowienie (powyżej układu chłodzenia reaktora) umożliwia grawitacyjne chłodzenie zbiornika reaktora. Chłodzenie reaktora za pomocą wody ze zbiornika IRWST wykorzystywane jest również po zadziałaniu zaworów ADS lub na skutek wystąpienia awarii utraty czynnika w układzie w wyniku awarii.



- 1) rdzeń, reactor core,
- 2) wymiennik ciepła (PRHR HX), heat exchanger (PRHR HX),
- 3) zbiornik (IRWST), Tank (IRWST), return of condensate to the IRWST,
- 4) powrót skroplin do zbiornika IRWST, return of condensate to the IRWST,
- 5) stalowy zbiornik obudowy bezpieczeństwa CV, steel containment vessel (CV),
- 6) włot powietrza, air inlet,
- 7) zbiornik wody PCS, PCS water tank,
- 8) wylot powietrza, air outlet.

Rys. 7. Działanie pasywnych systemów odprowadzania ciepła od rdzenia do atmosfery [4]  
Fig. 7. Operation of passive heat removal systems from the core to the atmosphere [4]

W sytuacjach awaryjnych woda w zbiorniku IRWST może osiągnąć temperaturę wrzenia już po kilku godzinach. Zaczyna ona odparowywać do wnętrza stalowej obudowy bezpieczeństwa budynku reaktora, a następnie skraplać się na ściankach. Za pomocą specjalnego systemu rynien skroplo-na para zawracana jest do zbiornika IRWST (rys. 9) [2].

W skład urządzeń pełniących funkcję pasywnego chłodzenia wchodzi również dwa zbiorniki wypełnione **wodą z dodatkiem boru (CMT)**. System aktywowany jest w przypadku utraty czynnika chłodzącego, gdy układ uzupełnienia wody jest nieefektywny lub wyłączony z działania, jak również wtedy, kiedy następuje ubytek wody na skutek awarii wytwornicy pary lub rurociągu.

**Akumulatory ciśnienia (ACC)** są wypełnione azotem oraz wodą borową w 85%. Głównym zadaniem akumulatorów ciśnienia (ACC) jest kompensacja czynnika chłodzącego.

Zawory zwrotne otwierają się, gdy ciśnienie w zbiorniku reaktora spadnie poniżej 48 barów, umożliwiając przepływ wody ze zbiorników do zbiornika reaktora.

**Zbiornik wody (IRWST)** stanowi integralną część stalowej obudowy bezpieczeństwa, a umiejscowienie (powyżej reaktora) umożliwia grawitacyjne chłodzenie zbiornika reaktora.

W sytuacjach awaryjnych, w momencie, kiedy woda w obudowie bezpieczeństwa osiągnie temperaturę wrzenia, zaczyna odparowywać do wnętrza stalowej obudowy bezpieczeństwa budynku reaktora, a następnie skraplać się na ściankach. Za pomocą specjalnego systemu rynien skroplo-na para zawracana jest do zbiornika.

### ZAWORY ADS

Kluczową rolę w zapewnieniu bezpieczeństwa odgrywają również zawory ADS (ang. *Automatic Depressurization System*) składające się z 4 stopni. Zadziałanie poszczególnych stopni zależne jest od poziomu wody w zbiorniku CMT i ciśnienia w układzie.

- ▶ Nastawy zaworów mają różne parametry ciśnienia otwarcia, przez co ich aktywowanie odbywa się sekwencyjnie. Wylot z zaworów odprowadzony jest do zbiornika IRWST oraz, w przypadku stopnia 4, do metalowej obudowy reaktora.
- ▶ Zawory ADS aktywują się, kiedy poziom w zbiornikach CMT spadnie do poziomu aktywacji oraz gdy ciśnienie osiągnie parametry nastawy.
- ▶ Stopień 4 to zawory aktywowane wybuchowo. Po ich aktywowaniu nie nadają się do dalszego użytku i wymagają wymiany.

**System pasywnego chłodzenia został tak zaprojektowany, żeby aktywacja poszczególnych urządzeń odpowiadała stopniowi uszkodzenia lub zapotrzebowania na chłodzenie. Ponadto są w pełni od siebie niezależne, co oznacza, że ewentualna awaria jednego układu nie skutkuje brakiem skuteczności kolejnych.**

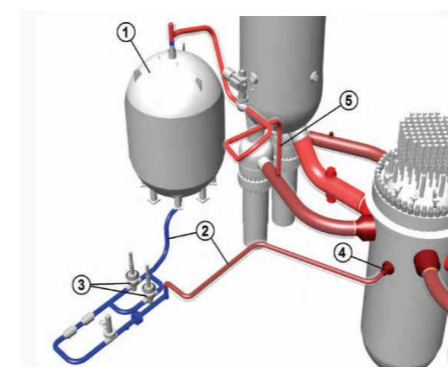
The PRHR HX maintains the stable condition of the RCS by transferring heat among others to the IRWST.

### IRWST

In containment reactor water storage tank is an integral part of the steel containment vessel, and its placement (above the reactor cooling system) enables gravity-driven cooling of the reactor vessel. Cooling the reactor with water from the IRWST is also used after ADS valve actuation or as a result of coolant loss in the system due to an accident.

In emergency situations, water in the IRWST can reach boiling temperature within a few hours. It begins to evaporate into the steel containment vessel of the reactor building and then condenses on the vessel walls. Through a dedicated gutter system, the condensed steam is returned to the IRWST (Fig. 9) [2].

The passive cooling systems also include two Core Makeup Tanks (CMTs), filled with borated water. The system is activated in the event of coolant loss when the normal makeup system is ineffective or unavailable, as well as in cases of water loss caused by a steam generator or pipeline failure.



- 1) zbiornik CMT, zbiornik CMT,
- 2) rurociąg wtryskowy, rurociąg wtryskowy,
- 3) zawory odcinające, zawory odcinające,
- 4) króciec bezpośredniego wtrysku (DVI), króciec bezpośredniego wtrysku (DVI),
- 5) rurociąg HL, rurociąg HL.

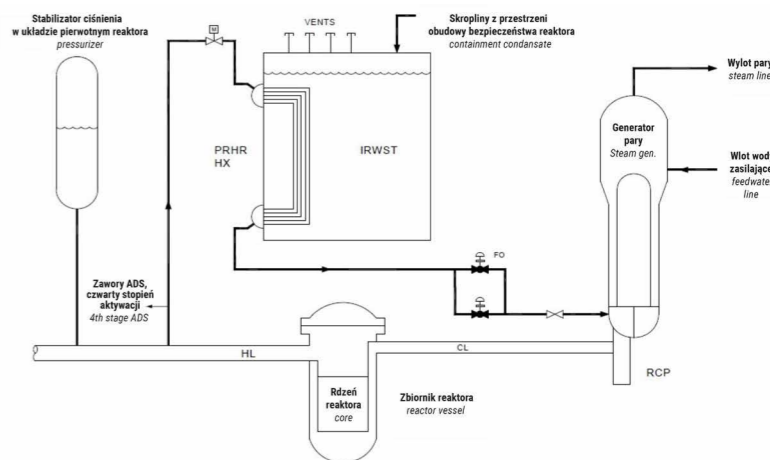
Rys. 8. Jedna z dwóch pętli wysokociśnieniowego wtrysku wody uzupełniającej (ang. Core Makeup - CMT) [4]

Fig. 8. One of the two loops of the high-pressure makeup injection system (Core Makeup Tank - CMT) [4]

**Pressure accumulators (ACC)** are filled with nitrogen and 85% borated water. Their primary function is to compensate for coolant loss.

Check valves open when the reactor vessel pressure falls below 48 bar, allowing water to flow from the accumulators into the reactor vessel.

**The IRWST**, as an integral part of the steel containment vessel, is located above the reactor vessel, enabling gravity-driven cooling of the reactor.



Rys. 9. AP 1000 pasywne systemy odbioru ciepła powylączeniowego [2]  
Fig. 9. AP 1000 Passive Residual Heat Removal Systems [2]

In emergency situations, when the water in the metal reactor vessel reaches boiling temperature, it begins to evaporate into the steel containment vessel of the reactor building and then condenses on its walls. A system of special gutters directs the condensed steam back into the tank.

### ADS VALVES

An equally critical role in ensuring safety is played by the Automatic Depressurization System (ADS) valves, which consist of four stages. The activation of each stage depends on the water level in the Core Makeup Tanks (CMTs) and the system pressure.

- ▶ The valves have different pressure setpoints, so their activation occurs sequentially. The discharge from the valves is routed to the IRWST, and in the case of stage 4, to the metal reactor vessel.
- ▶ ADS valves are activated when the water level in the CMTs falls to the activation threshold and the system pressure reaches the setpoint.
- ▶ Stage 4 valves are explosively actuated. Once activated, they cannot be reused and must be replaced.

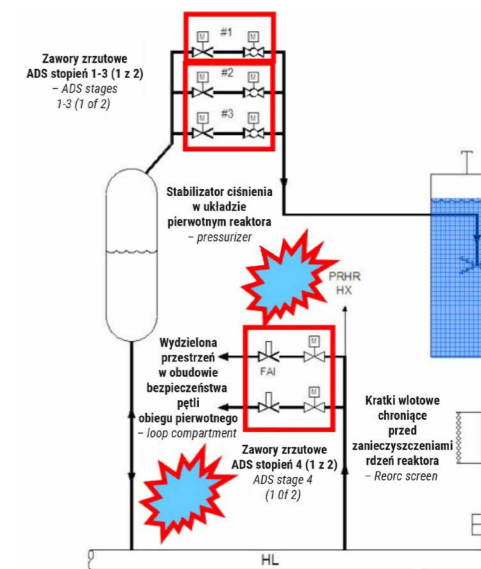
**The passive cooling system is designed so that the activation of individual devices corresponds to the degree of damage or the cooling demand. Furthermore, the systems are fully independent of each other, meaning that the failure of one subsystem does not compromise the effectiveness of the others.**

Even after reactor shutdown, decay heat continues to be generated (Fig. 11). This heat must be effectively removed to prevent core meltdown.

### CONTAINMENT

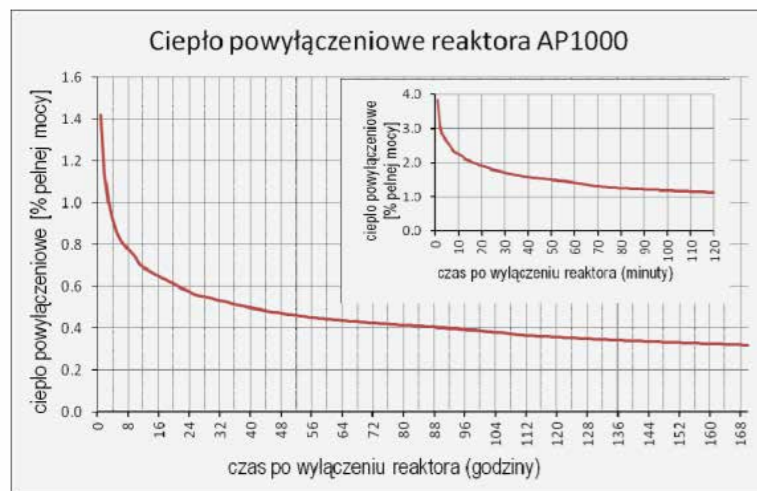
The containment cooling system is part of the passive safety systems and serves a protective function. Its primary role is to reduce temperature and pressure inside the containment following a loss-of-coolant accident (LOCA) by removing heat.

The system operates through gravitational cooling provided by a water tank with a capacity of nearly 3,000 m<sup>3</sup>, located at the highest point of the concrete reactor building.



Rys. 10. Schemat rozmieszczenia zaworów ADS, stopnie 1-4.[6]  
Fig. 10. Layout of ADS valves, stages 1-4.[6]

Po wyłączeniu reaktora, w dalszym ciągu generowane jest ciepło zwane ciepłem powyłączeniowym (rys. 11). Ciepło musi być skutecznie odprowadzane, żeby nie doprowadzić do stopienia rdzenia reaktora.



Rys. 11. Krzywa generacji ciepła powyłączeniowego w reaktorze AP1000 od momentu wyłączenia do 7 dni [4]

Fig. 11. Decay heat generation curve in the AP1000 reactor from shutdown to 7 days [4]

### OBUDOWA BEZPIECZEŃSTWA

Układ chłodzenia metalowej obudowy bezpieczeństwa (ang. *containment*) pełni funkcję zabezpieczającą i wchodzi w skład pasywnego układu chłodzenia. Jego podstawowym zadaniem jest zmniejszenie temperatury i ciśnienia wewnątrz obudowy bezpieczeństwa po wystąpieniu awarii z utratą chłodziwa (LOCA) poprzez odprowadzenie ciepła.

Układ funkcjonuje dzięki grawitacyjnemu chłodzeniu za pomocą zbiornika wypełnionego wodą o pojemności prawie 3000 m<sup>3</sup>, znajdującego się w najwyższym punkcie budynku reaktora [4]. Dodatkowo, system kanałów powietrza, które w wyniku różnicy ciśnienia przepływa między obudowami, zapewnia chłodzenie poprzez oddawanie ciepła do otoczenia (rys. 12). Takie rozwiązanie może pozwolić na skuteczne obniżenie ciśnienia w metalowej obudowie reaktora.

**Cyrkulacja powietrza między otoczeniem a metalową obudową reaktora, w połączeniu z wodą, która chłodzi metalową obudowę reaktora, ma stanowić skuteczny sposób na obniżanie ciśnienia i temperatury przez 72 godziny [8]. Woda znajdująca się poza budynkiem reaktora, w specjalnym zbiorniku, stanowi bufor dla systemu PCS (Passive Containment Cooling System) i może być wykorzystywana w przypadku długotrwałej awarii. Woda ta jest odpowiednio uzdatniona, a jej objętość jest większa niż zbiornika na dachu budynku reaktora.**

System zrzutu wody jest uruchamiany poprzez otwarcie zaworów odcinających, do aktywacji których nie jest potrzebne zasilanie. Przepływ powietrza odbywa się bez konieczności wykonywania jakichkolwiek działań, gdyż jest to działanie czysto konwekcyjne (rys. 13).

Możliwy jest również przepływ wody między zbiornikiem PCCWST, a basenem wody z wypalonym paliwem, dzięki czemu zbiornik PCS wchodzi w skład systemu pasywnego chłodzenia basenu z paliwem.

System ten zaprojektowany jest do pasywnego chłodzenia przez okres 72 godzin bez ingerencji człowieka i konieczności zasilania w energię.

### Podsumowanie

System pasywnego chłodzenia stanowi kluczową funkcję bezpieczeństwa dla reaktora, budynku reaktora, jak i jego otoczenia przez zabezpieczenie przed ewentualnym skażeniem promieniotwórczym. Należy jednak mieć na uwadze, że powyżej 72 godzin do działania układów chłodzenia mogą być konieczne systemy aktywne, istniejące w elektrowni, także objęte dozorem UDT.

Podsumowując, system pasywnego chłodzenia został tak zaprojektowany, aby układ sam, bez konieczności ingerencji człowieka, automatycznie osiągnął parametry bezpieczne w przypadku konieczności:

- ▶ awaryjnego odprowadzenia ciepła powyłączeniowego,
- ▶ system chłodzenia rdzenia reaktora,
- ▶ kontroli pH,
- ▶ wtrysku DVI.

**System pasywnego chłodzenia realizuje zadania niezależnie od tego, czy mamy zasilanie w energię prądem przeniennym lub czy pompy realizują swoje zadanie.**

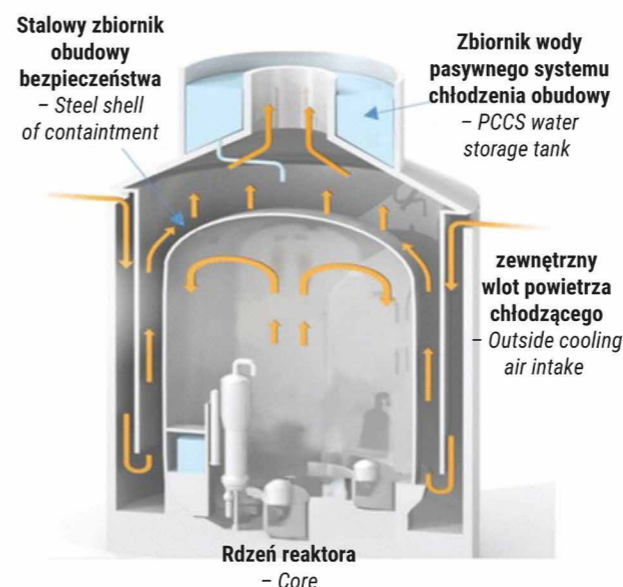
Energetyka jądrowa to dziedzina, w której bezpieczeństwo stanowi solidny fundament, a jednym z kluczowych elementów jest kultura bezpieczeństwa. Takie podejście nie tylko sprawia, ale wręcz gwarantuje niezawodność na możliwie najwyższym poziomie. Dotyczy to zarówno bezpieczeństwa samych elektrowni jądrowych podczas ich wieloletniej eksploatacji, jak również bezpieczeństwa ich operatorów, a także – a może przede wszystkim – bezpieczeństwa społeczeństw, dla których energia jest wytwarzana.

Właściwe, dokładnie sprawdzone rozwiązania, zwielokrotnione i różnicowane zabezpieczenia, wykorzystanie zjawisk naturalnych, eliminacja potrzeby działania operatora sprawiają, że energetyka jądrowa przeżywa swoisty renesans. Ilość nowych inwestycji wzrasta z każdym rokiem. Wiele wskazuje również na to, że w ciągu najbliższych lat także w naszym kraju popłynie prąd otrzymany z bloku jądrowego generacji III+. Generacji wysoce niezawodnej i gwarantującej bezpieczeństwo na możliwie najwyższym poziomie.

Literatura:

1. Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami generacji III/III+, mgr inż. Władysław Kielbasa, Seminarium Komitetu Energetyki Jądrowej SEP/ Politechnika Warszawska, 28 listopada 2019 r.
2. AP1000: The PWR Revisited IAEA International Conference on Opportunities and Challenges for Water Cooled Reactors in the 21st Century [dostęp: 9.2025]
3. Zaufajmy energetyce jądrowej Wydanie 2, uzupełnione, dr inż. Andrzej Strupczewski, prof. nadzw. NCBJ, Warszawa 2016
4. <https://seren.org.pl/wp-content/uploads/2016/01/E05.pdf> [dostęp: 9.2025]
5. <https://doi.org/10.1080/00295450.2022.2083750> [dostęp: 9.2025]
6. <https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11221A100.pdf>
7. Sh. Sheykhi, S. Talebi, M. Soroush & E. Masoumi, Thermal-hydraulic and stress analysis of AP1000 reactor containment during LOCA in dry cooling mode
8. AP1000 Passive Safety Systems [dostęp: 9.2025]
9. Zaufajmy energetyce jądrowej Wydanie 2, uzupełnione, dr inż. Andrzej Strupczewski, prof. nadzw. NCBJ, Warszawa 2016
10. Westinghouse – Technical Description, AP1000
11. Westinghouse – An Overview of the AP1000 Program

ding containment [4]. In addition, a system of air channels enables airflow between the containments due to pressure differences, transferring heat to the environment (Fig. 12). This design allows for effective pressure reduction inside the steel containment.

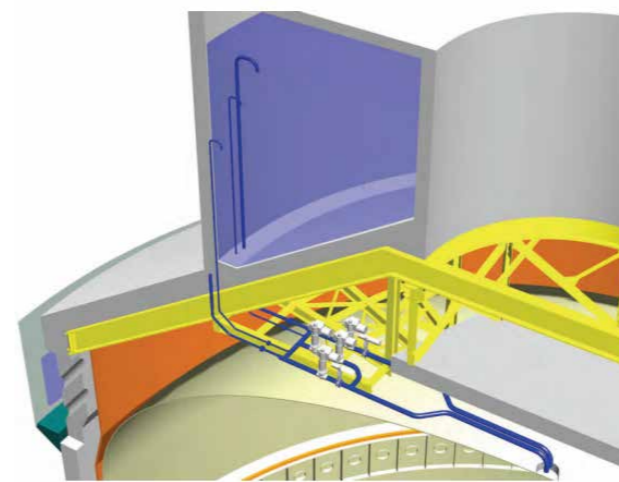


Rys. 12. Chłodzenie obudowy metalowej reaktora [7]

Fig. 12. Cooling of the steel reactor containment [7]

**The circulation of air between the environment and the steel containment, combined with water cooling of the containment shell, provides an effective method of reducing pressure and temperature for up to 72 hours [8]. An additional external tank, located outside the reactor building, acts as a buffer for the PCS (Passive Containment Cooling System) and can be used during extended accidents. The water is treated and its volume exceeds that of the rooftop tank.**

The water discharge system is activated by opening isolation valves, which require no power supply. Air circulation occurs purely by natural convection, without the need for operator actions (Fig. 13).



Rys 13. Sposób dostarczenia wody chłodzącej obudowę reaktora [4]

Fig. 13. Method of delivering cooling water to the containment [4]

It is also possible to transfer water between the Passive Containment Cooling Water Storage Tank (PCCWST) and the spent fuel pool, allowing the PCS tank to contribute to the passive cooling of the spent fuel pool.

This system is designed to provide passive cooling for 72 hours without human intervention or external power.

### Summary

The passive cooling system constitutes a key safety function for the reactor, the reactor building, and the surrounding environment, by providing protection against potential radioactive contamination. It should be noted, however, that beyond 72 hours, active systems available in the plant, also subject to UDT inspection, may be required to sustain cooling functions.

In summary, the passive cooling system has been designed to autonomously and automatically bring the plant to safe parameters in the event of:

- ▶ emergency removal of decay heat,
- ▶ core cooling system,,
- ▶ pH control,
- ▶ direct vessel injection (DVI).

**The passive cooling system performs these tasks regardless of the availability of AC power or the operation of pumps.**

Nuclear power is an area where safety forms a solid foundation, with safety culture as one of its key elements. This approach not only ensures but effectively guarantees the highest possible level of reliability. It applies both to the long-term safe operation of nuclear power plants and to the protection of their operators, and, above all, the protection of the societies for whom this energy is generated.

Proven and thoroughly verified solutions, redundant and diverse safety barriers, reliance on natural physical processes, and the elimination of the need for operator action mean that nuclear power is experiencing a genuine renaissance. The number of new investments is increasing every year, and it is highly likely that in the coming years electricity from a Generation III+ nuclear power unit - highly reliable and designed to ensure the highest level of safety - will also flow in our country.

References:

1. Władysław Kielbasa, Nuclear Safety of Power Plants with Generation III/III+ Reactors, Seminar of the Nuclear Power Committee of SEP / Warsaw University of Technology, 28 November 2019.
2. AP1000: The PWR Revisited IAEA International Conference on Opportunities and Challenges for Water Cooled Reactors in the 21st Century [accessed: 9.2025]
3. Andrzej Strupczewski, Let Us Trust Nuclear Power, 2nd edition, revised, Associate Professor, National Centre for Nuclear Research (NCBJ), Warsaw 2016.
4. <https://seren.org.pl/wp-content/uploads/2016/01/E05.pdf> [accessed: 9.2025]
5. <https://doi.org/10.1080/00295450.2022.2083750> [accessed: 9.2025]
6. <https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11221A100.pdf>
7. Sh. Sheykhi, S. Talebi, M. Soroush & E. Masoumi, Thermal-hydraulic and stress analysis of AP1000 reactor containment during LOCA in dry cooling mode
8. AP1000 Passive Safety Systems [accessed: 9.2025]
9. Andrzej Strupczewski, Let Us Trust Nuclear Power, 2nd edition, revised, Associate Professor, National Centre for Nuclear Research (NCBJ), Warsaw 2016.
10. Westinghouse – Technical Description, AP1000
11. Westinghouse – An Overview of the AP1000 Program

# Dyrektywa NIS2 Nowelizacja ustawy o KSC

Podmioty kluczowe i ważne



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
MICHAŁ ŁONIEWSKI**

Kierownik Wydziału Rozwoju Technicznego  
Przewodniczący Zespołu Zadaniowego ds. Cyberbezpieczeństwa  
Departament Innowacji i Rozwoju  
Urząd Dozoru Technicznego

Head of the Technical Development Division  
Chairman of the Cybersecurity Task Force  
Department of Innovation and Development  
Office of Technical Inspection (UDT)

DYREKTYWA PARLAMENTU EUROPEJSKIEGO I RADY (UE) 2022/2555 Z DNIA 14 GRUDNIA 2022 R. W SPRAWIE ŚRODKÓW NA RZECZ WYSOKIEGO WSPÓLNEGO POZIOMU CYBERBEZPIECZEŃSTWA NA TERYTORIUM UNII, ZMIENIAJĄCA ROZPORZĄDZENIE (UE) NR 910/2014 I DYREKTYWĘ (UE) 2018/1972 ORAZ UCHYLAJĄCA DYREKTYWĘ (UE) 2016/1148 (NIS), CZYLI DYREKTYWA NIS2 2022/2555 ZOSTAŁA OPUBLIKOWANA W DZIENNIKU URZĘDOWYM UE L333/80 Z 27 GRUDNIA 2022 R. CO WAŻNE, WRAZ Z PUBLIKACJĄ NIS2 W TYM SAMYM DZ. URZ. UE OPUBLIKOWANA ZOSTAŁA RÓWNIEŻ DYREKTYWA CER 2022/2557 – DYREKTYWA PARLAMENTU EUROPEJSKIEGO I RADY (UE) 2022/2557 Z DNIA 14 GRUDNIA 2022 R. W SPRAWIE ODPORNOŚCI PODMIOTÓW KRYTYCZNYCH I UCHYLAJĄCA DYREKTYWĘ RADY 2008/114/WE.

# NIS2 Directive Amendment to the National Cybersecurity System Act Essential and Important Entities

THE DIRECTIVE (EU) 2022/2555 OF THE EUROPEAN PARLIAMENT AND OF THE COUNCIL OF 14 DECEMBER 2022 ON MEASURES FOR A HIGH COMMON LEVEL OF CYBERSECURITY ACROSS THE UNION, AMENDING REGULATION (EU) NO 910/2014 AND DIRECTIVE (EU) 2018/1972, AND REPEALING DIRECTIVE (EU) 2016/1148 (NIS), COMMONLY REFERRED TO AS THE NIS2 DIRECTIVE, WAS PUBLISHED IN THE OFFICIAL JOURNAL OF THE EUROPEAN UNION L 333/80 ON 27 DECEMBER 2022. NOTABLY, THE SAME ISSUE ALSO INCLUDED THE CER DIRECTIVE 2022/2557 - DIRECTIVE (EU) 2022/2557 OF THE EUROPEAN PARLIAMENT AND OF THE COUNCIL OF 14 DECEMBER 2022 ON THE RESILIENCE OF CRITICAL ENTITIES, REPEALING COUNCIL DIRECTIVE 2008/114/EC.

## Dyrektywa NIS2

Dyrektywa NIS2 wraz z dyrektywą CER tworzą spójne i zharmonizowane ramy prawne w zakresie zapewniania ciągłości świadczenia usług kluczowych dla państwa, kreując przy tym odporność podmiotów świadczących te usługi na zagrożenia fizyczne i incydenty cyberbezpieczeństwa. Z uwagi na powiązanie między bezpieczeństwem fizycznym a cyberbezpieczeństwem podmiotów krytycznych obydwa akty prawne wzajemnie się uzupełniają, przy czym dyrektywy CER nie stosuje się do kwestii objętych dyrektywą NIS2.

Dyrektywy weszły w życie 16 stycznia 2023 r., a państwa członkowskie zostały zobowiązane do implementacji wymagań unijnych do prawa krajowego do 17 października 2024 r. Przedmiotem dalszych rozważań będzie dyrektywa NIS2 oraz nowelizacja ustawy o krajowym systemie cyberbezpieczeństwa wdrażająca wymagania NIS2 do prawa polskiego.

Celem nadrzędnym dyrektywy NIS2 jest osiągnięcie wspólnego wysokiego poziomu cyberbezpieczeństwa w całej Unii, zmierzającego do poprawy funkcjonowania rynku wewnętrznego. Dążąc do realizacji powyższych zapisów, dyrektywa określa:

- ▶ obowiązki państw członkowskich, które dotyczą: przyjęcia krajowych strategii cyberbezpieczeństwa oraz wyznaczenia lub powołania właściwych organów, organów ds. zarządzania kryzysowego w cyberbezpieczeństwie, pojedynczych punktów kontaktowych ds. cyberbezpieczeństwa (pojedyncze punkty kontaktowe) oraz zespołów reagowania na incydenty bezpieczeństwa komputerowego (ang. Computer Security Incident Response Team – CSIRT);
- ▶ **środki zarządzania ryzykiem w cyberbezpieczeństwie oraz obowiązki**

**ki w zakresie zgłaszania incydentów**, które spoczywają na podmiotach w rodzaju tych, o których mowa w załączniku I lub II dyrektywy (podmioty kluczowe lub ważne), jak również na podmiotach zidentyfikowanych jako podmioty o charakterze krytycznym na podstawie dyrektywy CER 2022/2557;

- ▶ zasady i obowiązki w zakresie wymiany informacji o cyberbezpieczeństwie;
- ▶ obowiązki w zakresie nadzoru i egzekwowania przepisów spoczywające na państwach członkowskich.

Dyrektywa NIS2 rozszerza znacznie zakres pierwszej dyrektywy NIS, zastrzega wymogi w zakresie bezpieczeństwa i sprawozdawczości dla przedsiębiorstw, wprowadza bardziej rygorystyczne środki nadzoru dla organów krajowych i surowsze wymogi w zakresie egzekwowania przepisów oraz poprawia wymianę informacji i współpracę między organami państw członkowskich.

## Nowelizacja ustawy o krajowym systemie cyberbezpieczeństwa

Polskim aktem prawnym implementującym dyrektywę NIS2 będzie nowelizacja pierwszej ustawy o krajowym systemie cyberbezpieczeństwa z dnia 5 lipca 2018 r. (Dz. U. z 2024 r. poz. 1077 i 1222), której najnowszy projekt pochodzi z dnia 16 września 2025 r. (projekt ustawy o zmianie ustawy o krajowym systemie cyberbezpieczeństwa oraz niektórych innych ustaw, zwany dalej projektem ustawy o zmianie ustawy o KSC). Według aktualnych informacji z Ministerstwa Cyfryzacji (październik 2025 r.), projekt w wersji z września 2025 r. będzie aktem powszechnie obowiązującym, a jego publikacji należy spodziewać się w ciągu kilku najbliższych miesięcy. Poniżej najważniejsze zapisy tego projektu.

## NIS2 Directive

Together, the NIS2 and CER Directives create a coherent, harmonized legal framework to ensure the continuity of essential services, enhancing the resilience of the entities that provide them against both physical threats and cybersecurity incidents. Given the close link between physical security and cybersecurity in critical entities, the two directives complement one another, though the CER Directive does not apply to issues already covered by NIS2.

Both directives entered into force on 16 January 2023. Member States are required to transpose their provisions into national law by 17 October 2024. Further discussion will focus on the NIS2 Directive and the amendment to the Polish National Cybersecurity System Act implementing its requirements.

The overarching goal of the NIS2 Directive is to establish a high common level of cybersecurity across the EU, thereby improving the functioning of the internal market. To achieve this, the directive sets out:

- ▶ obligations for Member States, including the adoption of national cybersecurity strategies, designation of competent authorities, crisis management bodies, single points of contact, and Computer Security Incident Response Teams (CSIRTs);
- ▶ **cybersecurity risk-management measures and incident-reporting obligations** imposed on entities listed in Annex I or II of the directive (essential and important entities), as well as on entities identified as critical under the CER Directive 2022/2557;
- ▶ rules and obligations for information-sharing on cybersecurity;
- ▶ supervisory and enforcement responsibilities for Member States.

The NIS2 Directive significantly expands the scope of the original NIS Directive, imposes stricter security and reporting requirements on businesses, strengthens supervisory powers of national authorities, introduces tougher enforcement measures, and improves information-sharing and cooperation among Member State authorities.

## Amendment to the National Cybersecurity System Act

The Polish legal act implementing the NIS2 Directive will be the amendment to the National Cybersecurity System Act of 5 July 2018 (Journal of Laws 2024, items 1077 and 1222). The most recent draft, dated 16 September 2025 (Draft Act amending the National Cybersecurity System Act and certain other acts, hereinafter: Draft Amendment to the NCSA), is intended to serve as the binding national law transposing NIS2. According to the Ministry of Digital Affairs (October 2025), the September 2025 draft will become generally applicable law, with publication expected within the next few months. The key provisions are outlined below.



## Krajowy system cyberbezpieczeństwa

Projekt ustawy o zmianie ustawy o KSC w art. 1.1 podaje informacje o podstawowym zakresie zagadnień objętych ustawą.

<p><b>„Art. 1.1 ustawa określa:</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) organizację krajowego systemu cyberbezpieczeństwa oraz zadania i obowiązki podmiotów wchodzących w skład tego systemu;</li> <li>2) sposób sprawowania nadzoru i kontroli w zakresie stosowania przepisów ustawy;</li> <li>3) zakres Strategii Cyberbezpieczeństwa Rzeczypospolitej Polskiej;</li> <li>4) zakres Krajowego planu reagowania na incydenty i sytuacje kryzysowe w cyberbezpieczeństwie na dużą skalę”.</li> </ol>	<p><b>Art. 4 natomiast informuje nas o podmiotach tworzących krajowy system cyberbezpieczeństwa</b> i wymienia je w podanej poniżej kolejności (czcionką zieloną zmiany względem ustawy o KSC z 2018 r.).</p> <p>„Krajowy system cyberbezpieczeństwa obejmuje:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) podmioty kluczowe;</li> <li>2) podmioty ważne;</li> <li>3) CSIRT MON;</li> <li>4) CSIRT NASK;</li> <li>5) CSIRT GOV;</li> <li>6) CSIRT sektorowe;</li> <li>7)-16) uchylone;</li> <li>17) organy właściwe do spraw cyberbezpieczeństwa;</li> <li>17a) Połączone Centrum Operacyjne Cyberbezpieczeństwa, zwane dalej „PCOC”;</li> <li>18) Pojedynczy Punkt Kontaktowy do spraw cyberbezpieczeństwa, zwany dalej „Pojedynczym Punktem Kontaktowym”;</li> <li>19) Pełnomocnika Rządu do Spraw Cyberbezpieczeństwa, zwanego dalej „Pełnomocnikiem”;</li> <li>20) Kolegium do Spraw Cyberbezpieczeństwa, zwane dalej „Kolegium”.”</li> </ol>
--	---

Na wszystkie wymienione wyżej podmioty nałożone będą obowiązki oraz konkretne zadania do realizacji, co – wraz ze sprawowaniem nadzoru i kontrolą realizacji tych zadań – określa organizację krajowego systemu cyberbezpieczeństwa. **Podmioty kluczowe i ważne** występują tutaj w roli podmiotów, w których potencjalny incydent cyberbezpieczeństwa powoduje lub może spowodować poważne obniżenie jakości lub przerwanie ciągłości świadczenia usługi przez te podmioty. Również może powodować straty finansowe dla tych podmiotów lub wpływać na inne osoby fizyczne, osoby prawne, jednostki organizacyjne (nieposiadające osobowości prawnej) poprzez wywołanie poważnej szkody materialnej lub niematerialnej (tzw. **incydent poważny**).

Podstawowa różnica między podmiotem kluczowym a podmiotem ważnym wyraża się w kwestiach nadzorczych.

- ▶ Wobec podmiotu kluczowego można prowadzić czynności nadzorcze uprzednie ex ante (przed faktem) i następcze ex post (po fakcie).
- ▶ Wobec podmiotu ważnego czynności nadzorcze można prowadzić tylko ex post (po fakcie). Pozostałe obowiązki podmiotów kluczowych i podmiotów ważnych są identyczne z wyjątkiem kwestii obowiązkowych audytów, o czym będzie mowa w dalszej części artykułu.

### Podmioty kluczowe i ważne

Rodzaje podmiotów kluczowych i ważnych precyzują załączniki I i II dyrektywy NIS2, a w prawie krajowym odpowiednio załączniki nr 1 i 2 do projektu ustawy o zmianie ustawy o KSC, podając sektory oraz podsektory, w których realizowane są usługi istotne z punktu widzenia bezpieczeństwa państwa.

**W Polskim akcie prawnym dodano także sektory i podsektory z obszaru energetyki jądrowej.** Sektory oraz podsektory podmiotów kluczowych i ważnych według projektu ustawy przedstawia tabela 1. Podsektory wymieniane są po myślniku.

Tab. 1. Sektory oraz podsektory podmiotów kluczowych i ważnych według projektu ustawy o zmianie ustawy o KSC (czcionka zielona – sektory i podsektory z obszaru energetyki jądrowej; źródło: Projekt ustawy o zmianie ustawy o KSC z dnia 16 września 2025 r.)

Sektory i podsektory podmiotów kluczowych	Sektory i podsektory podmiotów ważnych
<p>Energia:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– wydobywanie kopalin</li> <li>– energia elektryczna</li> <li>– ciepło</li> <li>– ropa i paliwa</li> <li>– gaz</li> <li>– energetyka jądrowa</li> <li>– wodór</li> </ul>	<p>Usługi pocztowe</p>
<p>Transport:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– transport lotniczy</li> <li>– transport kolejowy</li> <li>– transport wodny</li> <li>– transport drogowy</li> </ul>	<p>Inwestycje energetyki jądrowej</p>
<p>Bankowość i infrastruktura rynków finansowych</p>	<p>Gospodarowanie odpadami:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– zbieranie odpadów</li> <li>– transport odpadów</li> <li>– przetwarzanie odpadów, w tym sortowanie, wraz z nadzorem nad wymienionymi działaniami, a także późniejsze postępowanie z miejscami unieszkodliwiania odpadów</li> <li>– działania wykonane w charakterze sprzedawcy odpadów lub pośrednika w obrocie odpadami</li> </ul>

## National Cybersecurity System

Article 1.1 of the Draft Amendment defines the scope of the Act as follows:

<p>“Article 1.1 specifies:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) the organization of the national cybersecurity system and the tasks and responsibilities of its constituent entities;</li> <li>2) the rules for supervision and control over compliance with the Act;</li> <li>3) the scope of the Cybersecurity Strategy of the Republic of Poland;</li> <li>4) the scope of the National Response Plan for large-scale cybersecurity incidents and crisis situations.”</li> </ol>	<p><b>Article 4 sets out the entities forming the national cybersecurity system</b>, listed in the following order (with changes from the 2018 National Cybersecurity System Act marked in green in the draft):</p> <p>“The national cybersecurity system includes:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) essential entities;</li> <li>2) important entities;</li> <li>3) CSIRT MON;</li> <li>4) CSIRT NASK;</li> <li>5) CSIRT GOV;</li> <li>6) sectoral CSIRTs;</li> <li>7)-16) repealed;</li> <li>17) competent authorities for cybersecurity matters;</li> <li>17a) the Joint Cybersecurity Operations Centre (PCOC);</li> <li>18) the Single Point of Contact for cybersecurity matters;</li> <li>19) the Government Plenipotentiary for Cybersecurity;</li> <li>20) the Cybersecurity Council (hereinafter referred to as the ‘Council’).”</li> </ol>
--	--

All of the entities listed above will be assigned obligations and specific tasks, which - together with the supervision and control of their implementation - define the organization of the national cybersecurity system. **Essential and important entities** are those for which a potential cybersecurity incident may cause a serious degradation of service quality or an interruption in service continuity. Such incidents may also result in financial losses for the entity itself or affect other natural or legal persons, as well as organizational units without legal personality, by causing significant material or non-material damage (a so-called **major incident**).

The key distinction between essential and important entities concerns supervisory measures:

- ▶ Essential entities may be subject to both ex ante (preventive, prior to the event) and ex post (reactive, after the event) supervision.
- ▶ Important entities, by contrast, may only be supervised ex post. In all other respects, the obligations of essential and important entities are identical, except in relation to mandatory audits, which will be discussed later in this article.

### Essential and Important Entities

The categories of essential and important entities are set out in Annexes I and II of the NIS2 Directive and, in national law, in Annexes 1 and 2 to the Draft Amendment to the National Cybersecurity System Act. These annexes define the sectors and subsectors in which services critical to national security are provided. **The Polish draft act further extends this list to include additional sectors and subsectors in the field of nuclear energy.** The sectors and subsectors of essential and important entities under the draft act are presented in Table 1, with subsectors shown after a dash.

Table 1. Sectors and subsectors of essential and important entities under the Draft Amendment to the National Cybersecurity System Act (sectors and subsectors in the field of nuclear energy are highlighted in green; source: Draft Act amending the National Cybersecurity System Act of 16 September 2025).

Sectors and subsectors of essential entities	Sectors and subsectors of important entities
<p>Energia:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– mining of minerals</li> <li>– electricity</li> <li>– heat</li> <li>– crude oil and fuels</li> <li>– gas</li> <li>– nuclear energy</li> <li>– hydrogen</li> </ul>	<p>Postal services</p>
<p>Transport:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– air transport</li> <li>– rail transport</li> <li>– water transport</li> <li>– road transport</li> </ul>	<p>Investments in nuclear energy</p>
<p>Banking and financial market infrastructure</p>	<p>Waste management:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– waste collection</li> <li>– waste transport</li> <li>– waste processing, including sorting, together with supervision of these activities, as well as subsequent management of disposal sites</li> <li>– activities performed as a waste dealer or broker</li> </ul>

Ochrona zdrowia: – udzielanie świadczeń zdrowotnych i zdrowie publiczne – produkcja i dystrybucja substancji czynnych, produktów leczniczych i wyrobów medycznych	Produkcja, wytwarzanie i dystrybucja chemikaliów
Zaopatrzenie w wodę pitną i jej dystrybucja	Produkcja, przetwarzanie i dystrybucja żywności
Zbiorowe odprowadzanie ścieków	Produkcja: – produkcja wyrobów medycznych i wyrobów medycznych do diagnostyki in vitro – produkcja komputerów, wyrobów elektronicznych i optycznych – produkcja urządzeń elektrycznych – produkcja maszyn i urządzeń (gdzie indziej nieklasyfikowana) – produkcja pojazdów samochodowych, przyczep i naczep – produkcja pozostałego sprzętu transportowego
Infrastruktura cyfrowa: – infrastruktura cyfrowa z wyłączeniem komunikacji elektronicznej – komunikacja elektroniczna	Dostawcy usług cyfrowych
Zarządzanie usługami ICT	Badania naukowe
Przestrzeń kosmiczna	Podmioty publiczne (m.in. samorządowe jednostki i zakłady budżetowe, instytucje kultury, spółki prawa handlowego)
Podmioty publiczne (m.in. jednostki sektora finansów publicznych, instytuty badawcze, NBP, BGK, UDT, PAŻP, PCA, UKNF, PAP, Wody Polskie, PFR, NFOŚiGW, wojewódzkie samorządowe jednostki budżetowe)	

### Obowiązki podmiotów kluczowych i ważnych

Dyrektywa NIS2 odeszła od wdrażania środków zapewniających bezpieczeństwo systemów informacyjnych tylko w zakresie świadczonych usług kluczowych. Podmiot kluczowy lub ważny musi dbać o bezpieczeństwo wszystkich swoich systemów wykorzystywanych do prowadzenia działalności. W związku z powyższym, system zarządzania bezpieczeństwem informacji (SZBI) i ciągłością działania (SZCD) będzie musiał być wdrożony w systemach informacyjnych wykorzystywanych w procesach wpływających na świadczenie usług przez te podmioty. Podstawowym obowiązkiem podmiotów kluczowych i podmiotów ważnych będzie zatem wdrożenie systemu, o którym mowa w art. 8.1 projektu ustawy o zmianie ustawy o KSC.

**„Art. 8.1. Podmiot kluczowy lub podmiot ważny wdraża system zarządzania bezpieczeństwem informacji (SZBI) w systemie informacyjnym** wykorzystywanym w procesach wpływających na świadczenie usługi przez ten podmiot, zapewniający:

- 1) prowadzenie systematycznego szacowania ryzyka wystąpienia incydentu oraz zarządzanie tym ryzykiem;
- 2) wdrożenie odpowiednich i proporcjonalnych do oszacowanego ryzyka środków technicznych i organizacyjnych, uwzględniających najnowszy stan wiedzy (...), w szczególności:
  - a) polityki szacowania ryzyka oraz bezpieczeństwa systemu informacyjnego (...),
  - b) bezpieczeństwo w procesie nabywania, rozwoju, utrzymania i eksploatacji systemu informacyjnego, w tym testowanie systemu informacyjnego,
  - c) bezpieczeństwo fizyczne i środowiskowe uwzględniające kontrole dostępu,
  - d) bezpieczeństwo zasobów ludzkich,
  - e) bezpieczeństwo i ciągłość łańcucha dostaw produktów ICT, usług ICT i procesów ICT, od których zależy świadczenie usługi (...),
  - f) wdrażanie, dokumentowanie, testowanie i utrzymywanie planów ciągłości działania umożliwiających ciągłe i niezakłócone świadczenie usługi (...),
  - g) objęcie systemu informacyjnego wykorzystywanego do świadczenia usługi systemem monitorowania w trybie ciągłym,
  - h) polityki i procedury oceny skuteczności środków technicznych i organizacyjnych,
  - i) edukację z zakresu cyberbezpieczeństwa dla personelu podmiotu,
  - j) podstawowe zasady cyberhigieny,
  - k) polityki i procedury stosowania kryptografii, w tym w stosownych przypadkach szyfrowania,
  - l) stosowanie bezpiecznych środków komunikacji elektronicznej w ramach krajowego systemu cyberbezpieczeństwa oraz wewnątrz podmiotu, uwzględniających uwierzytelnianie wieloskładnikowe w stosownych przypadkach,
  - m) zarządzanie aktywami,
  - n) polityki kontroli dostępu;
- 3) zbieranie informacji o cyberzagrożeniach i podatnościach na incydenty systemu informacyjnego wykorzystywanego do świadczenia usługi;
- 4) zarządzanie incydentami;
- 5) stosowanie środków zapobiegających i ograniczających wpływ incydentów na bezpieczeństwo systemu informacyjnego wykorzystywanego do świadczenia usługi, w tym:
  - a) stosowanie mechanizmów zapewniających poufność, integralność, dostępność i autentyczność danych przetwarzanych w systemie informacyjnym,
  - b) regularne przeprowadzanie aktualizacji oprogramowania (...),
  - c) ochronę przed nieuprawnioną modyfikacją w systemie informacyjnym,
  - d) niezwłoczne podejmowanie działań po dostrzeżeniu podatności lub cyberzagrożeń (...).”

Healthcare: – provision of healthcare services and public health – manufacture and distribution of active substances, medicinal products, and medical devices	Manufacture, production and distribution of chemicals
Drinking water supply and distribution	Food production, processing and distribution
Wastewater collection and treatment	Manufacturing: – manufacture of medical devices and in vitro diagnostic devices – manufacture of computers, electronic and optical products – manufacture of electrical equipment – manufacture of machinery and equipment (not elsewhere classified) – manufacture of motor vehicles, trailers, and semi-trailers– manufacture of other transport equipment
Digital Infrastructure: – digital infrastructure excluding electronic communications – electronic communications	Providers of digital services
ICT service management	Scientific research
Space	Public entities (including local government units and budgetary establishments, cultural institutions, commercial companies)
Public entities (including public finance sector entities, research institutes, National Bank of Poland (NBP), Bank Gospodarstwa Krajowego (BGK), Office of Technical Inspection (UDT), Polish Air Navigation Services Agency (PAŻP), Polish Centre for Accreditation (PCA), Polish Financial Supervision Authority (UKNF), Polish Press Agency (PAP), State Water Holding (Wody Polskie), Polish Development Fund (PFR), National Fund for Environmental Protection and Water Management (NFOŚiGW), and voivodeship self-government budgetary units)	

### Obligations of Essential and Important Entities

The NIS2 Directive no longer limits security requirements to the systems directly supporting essential services. Instead, essential and important entities must ensure the security of all information systems used in the course of their activities. Accordingly, an Information Security Management System (ISMS) and a Business Continuity Management System (BCMS) must be implemented in the information systems that support processes affecting the delivery of services by these entities. The core obligation of essential and important entities is therefore the implementation of the system described in Article 8.1 of the Draft Amendment to the National Cybersecurity System Act (NCSA):

**“Article 8.1. An essential or important entity shall implement an Information Security Management System (ISMS) in the information system** used in processes affecting the provision of services by that entity. The system shall ensure:

- 1) systematic assessment of the risk of incidents and effective risk management;
- 2) implementation of appropriate and proportionate technical and organizational measures reflecting the assessed risk and the latest state of knowledge (...), in particular:
  - a) risk assessment and information system security policies (...),
  - b) security in the acquisition, development, maintenance, and operation of information systems, including testing,
  - c) physical and environmental security, including access control,
  - d) personnel security,
  - e) security and continuity of the ICT supply chain for products, services, and processes on which service delivery depends (...),
  - f) development, documentation, testing, and maintenance of business continuity plans ensuring uninterrupted service delivery (...),
  - g) continuous monitoring of the information system used for service provision,
  - h) policies and procedures for evaluating the effectiveness of technical and organizational measures,
  - i) cybersecurity training for personnel,
  - j) implementation of basic cyber hygiene practices,
  - k) cryptographic policies and procedures, including encryption where appropriate,
  - l) secure electronic communications within the national cybersecurity system and within the entity, including multi-factor authentication where appropriate,
  - m) asset management,
  - n) access control policies;
- 3) collection of information on cyber threats and vulnerabilities affecting the information system used for service provision;
- 4) incident management;
- 5) measures to prevent and mitigate the impact of incidents on the security of the information system used for service provision, including:
  - a) mechanisms ensuring the confidentiality, integrity, availability, and authenticity of processed data,
  - b) regular software updates (...),
  - c) protection against unauthorized modification in the information system,
  - d) immediate response to identified vulnerabilities or cyber threats (...).”

Innymi obowiązkami będą ponadto (art. 9.1):

- ▶ wyznaczenie co najmniej dwóch osób odpowiedzialnych za utrzymywanie kontaktów z podmiotami krajowego systemu cyberbezpieczeństwa (wyjątek stanowią mikro- i małe przedsiębiorstwa będące podmiotami kluczowymi i ważnymi oraz podmioty publiczne będące podmiotami ważnymi – te wyznaczają co najmniej jedną osobę),
- ▶ zapewnienie użytkownikowi usługi dostępu do wiedzy pozwalającej na zrozumienie cyberzagrożeń i stosowanie skutecznych sposobów zabezpieczania się przed tymi zagrożeniami w zakresie związanym ze świadczonymi usługami, w szczególności przez udostępnianie informacji na ten temat na swojej stronie internetowej,
- ▶ zapewnienie użytkownikowi usługi możliwości zgłoszenia cyberzagrożenia, incydentu lub podatności związanych ze świadczoną usługą i korzystanie z systemu teleinformatycznego, o którym mowa w art. 46 ust. 1 (tzw. **system S46**)

**System S46** - system teleinformatyczny rozwijany lub utrzymywany przez ministra właściwego ds. informatyzacji, służący m.in. do prowadzenia wykazu podmiotów kluczowych i ważnych, realizacji zadań ustawowych zespołów reagowania CSIRT i organów właściwych, zgłaszania i obsługi incydentów, szacowania ryzyka na poziomie krajowym, ostrzegania o cyberzagrożeniach.

Ważnym obowiązkiem będzie również prowadzenie dokumentacji dotyczącej bezpieczeństwa systemu informacyjnego wykorzystywanego w procesie świadczenia usługi, na którą składają się dokumentacja normatywna i operacyjna (art. 10.1-10.4).

Kolejnym bardzo istotnym obowiązkiem podmiotów kluczowych i ważnych jest obsługa incydentu. W pierwszej kolejności podmiot kluczowy i podmiot ważny zobowiązani będą do zgłoszenia wczesnego ostrzeżenia o incydencie poważnym – niezwłocznie, nie później niż w ciągu 24 godzin od momentu wykrycia incydentu poważnego. Natomiast w ciągu 72 godzin podmiot kluczowy i podmiot ważny zgłaszają incydent poważny wraz z dodatkowymi informacjami o tym incydencie, m.in. opis wpływu incydentu na świadczone usługi, opis przyczyn incydentu, a także informacje o podjętych działaniach. Progi uznania incydentu za incydent poważny zostaną określone w drodze rozporządzenia przez Radę Ministrów. Zgodnie z proponowanymi rozwiązaniami incydenty poważne zgłaszane będą do CSIRT

sektorowego. CSIRT sektorowy zobowiązany będzie do udzielenia wsparcia, zgodnie z treścią wniosku podczas zgłoszenia wczesnego ostrzeżenia, w ciągu 24 godzin. Zgłoszenia wczesnego ostrzeżenia i incydenty poważne będą dokonywane za pośrednictwem systemu S46. Takie rozwiązanie spowoduje, że informacja o tych zgłoszeniach będzie dostępna dla pozostałych CSIRT, w tym również CSIRT poziomu krajowego.

Obsługa incydentu opisana jest w art. 11.1 projektu ustawy.

„Art. 11.1. Podmiot kluczowy i podmiot ważny:

- 1) zapewni obsługę incydentu;
- 2) zapewni dostęp do informacji o rejestrowanych incydentach właściwemu CSIRT MON, CSIRT NASK, CSIRT GOV lub CSIRT sektorowemu w zakresie niezbędnym do realizacji jego zadań;
- 3) klasyfikuje incydent jako poważny na podstawie progów uznawania incydentu za poważny; 4) zgłasza wczesne ostrzeżenie o incydencie poważnym niezwłocznie, nie później niż w ciągu 24 godzin od momentu jego wykrycia, do właściwego CSIRT sektorowego;
- 4a) zgłasza incydent poważny niezwłocznie, nie później niż w ciągu 72 godzin od momentu jego wykrycia, do właściwego CSIRT sektorowego;
- 4b) przekazuje, na wniosek właściwego CSIRT sektorowego, sprawozdanie okresowe z obsługi incydentu poważnego;
- 4c) przekazuje właściwemu CSIRT sektorowemu sprawozdanie końcowe z obsługi incydentu poważnego, nie później niż w ciągu miesiąca od dnia zgłoszenia, o którym mowa w pkt 4a;
- 5) współdziała podczas obsługi incydentu poważnego i incydentu krytycznego z właściwym CSIRT MON, CSIRT NASK, CSIRT GOV lub CSIRT sektorowym, przekazując niezbędne dane, w tym dane osobowe;
- 6) usuwa podatności, o których mowa w art. 32 ust. 2, oraz informuje o ich usunięciu organ właściwy do spraw cyberbezpieczeństwa”.

**W celu realizacji powyższych zadań podmiot kluczowy lub ważny będzie musiał powołać wewnętrzne struktury odpowiedzialne za cyberbezpieczeństwo i/lub zawrzeć umowę z dostawcą usług zarządzanych w zakresie cyberbezpieczeństwa.**

Taki dostawca usług zarządzanych będzie również podlegał obowiązkowi niniejszej, projektowanej ustawy jako podmiot kluczowy sektora: zarządzanie usługami ICT. Podmiot kluczowy lub ważny na wykonanie powyższych obowiązków będzie miał 6 miesięcy od dnia spełnienia przesłanek uznania go za podmiot kluczowy lub podmiot ważny.



According to Article 9.1, essential and important entities are also required to:

- ▶ designate at least two persons responsible for maintaining contact with entities of the national cybersecurity system (micro and small enterprises classified as essential or important entities, as well as public entities classified as important entities, are required to designate at least one person),
- ▶ ensure that service users have access to information enabling them to understand cyber threats and apply effective protective measures in relation to the services provided, particularly by publishing such information on their website,
- ▶ provide service users with the ability to report cyber threats, incidents, or vulnerabilities related to the service, using the ICT system referred to in Article 46. 1 (the so-called **S46 system**).

The **S46 system** is an ICT platform developed and maintained by the minister responsible for digital affairs. It serves multiple functions, including maintaining the register of essential and important entities, supporting the statutory tasks of CSIRTs and competent authorities, incident reporting and handling, conducting national-level risk assessments, and issuing cyber threat alerts.

Another important duty is the maintenance of documentation concerning the security of the information system used in service provision. This documentation consists of both normative and operational components (Articles 10.1–10.4).

Incident handling is a particularly critical obligation. Entities must issue an early warning on a major incident immediately, and no later than 24 hours after its detection. Within 72 hours, they must submit a detailed incident report, including information on the impact on services, the causes of the incident, and the measures taken in response. The thresholds for classifying an incident as “major” will be defined by regulation of the Council of Ministers. Under the proposed framework, major incidents will be reported to the relevant sectoral CSIRT, which must provide support—based on the early warning request—within 24 hours. Both early warnings and major incident reports will be submitted via the S46 system, ensuring that the information is accessible to all CSIRTs, including those operating at the national level.

Incident handling is defined in Article 11.1 of the Act.

“Article 11.1. An essential or important entity shall:

- 1) ensure proper incident handling;
- 2) provide the competent CSIRT MON, CSIRT NASK, CSIRT GOV, or the relevant sectoral CSIRT with access to information on recorded incidents, to the extent necessary for the performance of their tasks;
- 3) classify incidents as major incidents based on the applicable thresholds;
- 4) submit an early warning of a major incident without delay, and no later than 24 hours after its detection, to the relevant sectoral CSIRT;
- 4a) report a major incident without delay, and no later than 72 hours after its detection, to the relevant sectoral CSIRT;
- 4b) provide, at the request of the relevant sectoral CSIRT, periodic reports on the handling of a major incident;
- 4c) submit a final report on the handling of a major incident to the relevant sectoral CSIRT no later than one month after the date of the notification referred to in point 4a;
- 5) cooperate in the handling of major and critical incidents with CSIRT MON, CSIRT NASK, CSIRT GOV, or the relevant sectoral CSIRT, providing all necessary data, including personal data;
- 6) remediate vulnerabilities referred to in Article 32 (2) and notify the competent cybersecurity authority of their removal.”

**To meet the above obligations, an essential or important entity must either establish internal structures responsible for cybersecurity or conclude an agreement with a managed cybersecurity service provider.**

Such a provider will itself be classified as an essential entity in the ICT service management sector and will be subject to the obligations of this draft Act. Essential and important entities will have six months to comply with these requirements, counted from the date on which they meet the criteria for classification as such.

### Audit

An essential entity will be required, at its own expense, to conduct a security audit of the information system used in service provision at least once every three years. The audit may be carried out internally or externally. The first audit must be completed within 24 months of the date on which the entity is classified as an essential entity.

The competent cybersecurity authority may order an ad hoc audit to be carried out by an essential or important entity. Such an audit must be external. In the case of essential entities, it may be ordered at any time. In the case of important entities, it may only be ordered in the event of a major incident or another breach of the provisions of the Act.

“Article 15. 2. An audit may be carried out by:

- 1) a conformity assessment body accredited under the Act of 13 April 2016 on Conformity Assessment Systems and Market Surveillance (Journal of Laws 2022, item 1854) (...);
- 2) at least two auditors who meet one of the following criteria:
  - a) hold certificates specified in regulations issued pursuant to paragraph 8, or
  - b) have at least three years of professional experience in auditing information system security, or
  - c) have at least two years of professional experience in auditing information system security and hold a postgraduate diploma in this field (...);
- 3) a sectoral CSIRT established within a sector or subsector listed in Annex 1 to the Act, provided that its auditors meet the requirements set out in point 2.”

In anticipation of the requirements set out in the Draft Amendment to the National Cybersecurity System Act, the Office of Technical Inspection (UDT) has developed a Good Practice Guide on the Cybersecurity of Supervised Equipment. The Guide aims to equip operators of technical equipment with the knowledge necessary to understand cyber threats and to apply effective protection measures in relation to the services they provide. A second edition of the Guide is currently in preparation, extending its sco-



## Audyt

Podmiot kluczowy będzie miał obowiązek przeprowadzenia, na własny koszt, audytu bezpieczeństwa systemu informacyjnego wykorzystywanego w procesie świadczenia usługi, co najmniej raz na 3 lata. Będzie on mógł być audytem wewnętrznym lub zewnętrznym. Przeprowadzenie audytu po raz pierwszy podmiot będzie musiał zapewnić w terminie 24 miesięcy od dnia spełnienia przesłanek uznania go za podmiot kluczowy.

Organ właściwy do spraw cyberbezpieczeństwa będzie mógł nakazać przeprowadzenie audytu doraźnego przez podmiot kluczowy lub podmiot ważny. Audyt ten będzie audytem zewnętrznym. W stosunku do podmiotów kluczowych będzie on mógł zostać zlecony w każdym czasie. W stosunku do podmiotów ważnych taki audyt będzie mógł zostać zlecony wyłącznie w przypadku wystąpienia incydentu poważnego lub innego naruszenia przepisów ustawy.

„Art. 15.2. Audyt może być przeprowadzony przez:

- 1) jednostkę oceniającą zgodność, akredytowaną zgodnie z przepisami ustawy z dnia 13 kwietnia 2016 r. o systemach oceny zgodności i nadzoru rynku (Dz.U. z 2022 r. poz. 1854) (...);
- 2) co najmniej dwóch audytorów posiadających:
  - a) certyfikaty określone w przepisach wydanych na podstawie ust. 8, lub
  - b) co najmniej trzyletnią praktykę w zakresie audytu bezpieczeństwa systemów informacyjnych, lub
  - c) co najmniej dwuletnią praktykę w zakresie audytu bezpieczeństwa systemów informacyjnych i legitymujących się dyplomem ukończenia studiów podyplomowych w zakresie audytu bezpieczeństwa systemów informacyjnych (...);
- 3) CSIRT sektorowy, ustanowiony w ramach sektora lub podsektora wymienionego w załączniku nr 1 do ustawy, jeżeli audytorzy spełniają warunki, o których mowa w pkt 2”.

Urząd Dozoru Technicznego, wychodząc naprzeciw wymaganiom projektowanej ustawy o zmianie ustawy o KSC, opracował Poradnik dobrych praktyk w zakresie cyberbezpieczeństwa urzędów podlegających dozorowi technicznemu. Poradnik ma za zadanie zapewnić dostęp do wiedzy pozwalającej na zrozumienie cyberzagrożeń przez eksploatujących urządzenia techniczne. Informuje także o skutecznych sposobach zabezpieczania się przed tymi zagrożeniami w zakresie związanym ze świadczonymi usługami. Obecnie trwają prace nad drugą wersją Poradnika obejmującą swoim zakresem dyrektywę NIS2 oraz sektory energetyki jądrowej. Ponadto w ramach działań wspierających realizację obowiązkowego audytu bezpieczeństwa systemu informacyjnego przez podmioty kluczowe, Urząd Dozoru Technicznego oferuje audyt według metodyki opisanej w dokumencie Framework UDTCyber. Poradnik, jak i metodyka dostępne są bezpłatnie na stronie internetowej urzędu pod adresem: <https://www.udt.gov.pl/cyberbezpieczenstwo>. Rysunek 1 przedstawia publikacje UDT.



Rys. 1. Publikacje UDT w zakresie cyberbezpieczeństwa  
Figure 1. UDT publications in the field of cybersecurity

### Informacje uzupełniające

**CSIRT GOV** – Zespół Reagowania na Incydenty Bezpieczeństwa Komputerowego działający na poziomie krajowym i prowadzony przez Szefa Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego (infrastruktura krytyczna);

**CSIRT MON** – Zespół Reagowania na Incydenty Bezpieczeństwa Komputerowego działający na poziomie krajowym i prowadzony przez Ministra Obrony Narodowej (infrastruktura wojskowa);

**CSIRT NASK** – Zespół Reagowania na Incydenty Bezpieczeństwa Komputerowego działający na poziomie krajowym i prowadzony przez Naukową i Akademicką Sieć Komputerową – Państwowy Instytut Badawczy (infrastruktura cywilna);

**CSIRT sektorowy** – Zespół Reagowania na Incydenty Bezpieczeństwa Komputerowego, działający na poziomie sektora lub podsektora, ustanowiony przez organ właściwy do spraw cyberbezpieczeństwa dla danego sektora lub podsektora (podmiotów kluczowych i ważnych);

### Organy właściwe ds. cyberbezpieczeństwa

Na mocy ustawy o zmianie ustawy o KSC organami właściwymi do spraw cyberbezpieczeństwa dla sektorów energetyki jądrowej będą:

- ▶ Sektor energii – minister właściwy do spraw energii;
- ▶ Sektor inwestycji energii jądrowej – minister właściwy do spraw energii;

### Literatura:

1. Dyrektywa Parlamentu Europejskiego i Rady (UE) 2016/1148 z dnia 6 lipca 2016 r. w sprawie środków na rzecz wysokiego wspólnego poziomu bezpieczeństwa sieci i systemów informatycznych na terytorium Unii (dyrektywa NIS)
2. Dyrektywa Parlamentu Europejskiego i Rady (UE) 2022/2555 z dnia 14 grudnia 2022 r. w sprawie środków na rzecz wysokiego wspólnego poziomu cyberbezpieczeństwa na terytorium Unii, zmieniająca rozporządzenie (UE) nr 910/2014 i dyrektywę (UE) 2018/1972 oraz uchylająca dyrektywę (UE) 2016/1148 (dyrektywa NIS2)
3. Dyrektywa Parlamentu Europejskiego i Rady (UE) 2022/2557 z dnia 14 grudnia 2022 r. w sprawie odporności podmiotów krytycznych i uchylająca dyrektywę Rady 2008/114/WE (dyrektywa CER)
4. Ustawa z dnia 5 lipca 2018 r. o krajowym systemie cyberbezpieczeństwa (Dz. U. z 2024 r. poz. 1077 i 1222)
5. Ustawa o zmianie ustawy o krajowym systemie cyberbezpieczeństwa oraz niektórych innych ustaw (projekt z dnia 16 września 2025 r.)
6. Uzasadnienie do ustawy o zmianie ustawy o krajowym systemie cyberbezpieczeństwa oraz niektórych innych ustaw (projekt z dnia 16 września 2025 r.)

pe to include the NIS2 Directive and the nuclear energy sector. To further support the implementation of mandatory information system security audits by essential entities, UDT also offers audits conducted in accordance with the methodology described in the UDTCyber Framework. Both the Guide and the methodology are available free of charge on the UDT website: <https://www.udt.gov.pl/cyberbezpieczenstwo>.

### Supplementary information

**CSIRT GOV** – National-level Computer Security Incident Response Team, managed by the Head of the Internal Security Agency (critical infrastructure).

**CSIRT MON** – National-level Computer Security Incident Response Team, managed by the Minister of National Defence (military infrastructure).

**CSIRT NASK** – National-level Computer Security Incident Response Team, managed by the Research and Academic Computer Network – National Research Institute (civil infrastructure).

**Sectoral CSIRT** – Computer Security Incident Response Team operating at the sector or subsector level, established by the competent cybersecurity authority for a given sector or subsector (covering essential and important entities).

### Competent Cybersecurity Authorities

Under the Draft Amendment to the National Cybersecurity System Act, the competent authorities for the nuclear energy sectors will be:

- ▶ Energy sector – Minister responsible for energy;
- ▶ Nuclear energy investment sector – Minister responsible for energy.

### References:

1. Directive (EU) 2016/1148 of the European Parliament and of the Council of 6 July 2016 concerning measures for a high common level of security of network and information systems across the Union (NIS Directive).
2. Directive (EU) 2022/2555 of the European Parliament and of the Council of 14 December 2022 on measures for a high common level of cybersecurity across the Union, amending Regulation (EU) No 910/2014 and Directive (EU) 2018/1972, and repealing Directive (EU) 2016/1148 (NIS2 Directive).
3. Directive (EU) 2022/2557 of the European Parliament and of the Council of 14 December 2022 on the resilience of critical entities and repealing Council Directive 2008/114/EC (CER Directive).
4. Act of 5 July 2018 on the National Cybersecurity System (Journal of Laws 2024, items 1077 and 1222).
5. Draft Act amending the Act on the National Cybersecurity System and certain other acts (draft of 16 September 2025).
6. Explanatory Memorandum to the Draft Act amending the Act on the National Cybersecurity System and certain other acts (draft of 16 September 2025).



# Cyberbezpieczeństwo w elektrowniach jądrowych

# Cybersecurity in Nuclear Power Plants



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
PRZEMYSŁAW KAMIŃSKI**

Kierownik Działu Technicznego  
Oddział w Płocku  
Urząd Dozoru Technicznego

Head of the Technical Department  
Plock Branch Office  
Office of Technical Inspection (UDT)



**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
MATEUSZ KULESZA**

Specjalista Urządzeń Ciśnieniowych  
Dział Techniczny  
Oddział w Łodzi  
Urząd Dozoru Technicznego

Pressure Equipment Specialist  
Technical Department  
Łódź Branch Office  
Office of Technical Inspection (UDT)

W OSTATNICH LATACH CORAZ CZĘŚCIEJ POJAWIAJĄ SIĘ DONIESIENIA O CYBERATAKACH WYMIERZONYCH W INFRASTRUKTURĘ KRYTYCZNĄ, W TYM RÓWNIEŻ W ELEKTROWNIE JĄDROWE. JEDNOCZEŚNIE BADAŃ WYKAZUJĄ ISTNIENIE LICZNYCH PODATNOŚCI W SYSTEMACH STEROWANIA I KONTROLI, KTÓRE MOGĄ BYĆ POTENCJALNYM CELEM DZIAŁAŃ CYBERPRZESTĘPCÓW. POMIMO STOSOWANIA ODPOWIEDNICH PROCEDUR PROJEKTOWYCH I WYTWÓRCZYCH DLA URZĄDZEŃ ORAZ OPROGRAMOWANIA, NIE ISTNIEJE GWARANCJA STWORZENIA SYSTEMÓW CAŁKOWICIE ODPORNYCH NA ZAGROŻENIA. W ELEKTROWNI JĄDROWEJ MOŻE FUNKCJONOWAĆ KILKASET RÓŻNYCH SYSTEMÓW CYFROWYCH, Z KTÓRYCH KAŻDY MOŻE ZAWIERAĆ PODATNOŚCI TYPU ZERO-DAY [3]. SKUTECZNY CYBERATAK NA TEGO RODZAJU OBIEKT MOŻE PROWADZIĆ DO POWAŻNYCH KONSEKWENCJI DLA BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO, A TAKŻE BEZPIECZEŃSTWA PUBLICZNEGO.

IN RECENT YEARS, REPORTS OF CYBERATTACKS TARGETING CRITICAL INFRASTRUCTURE, INCLUDING NUCLEAR POWER PLANTS, HAVE BECOME INCREASINGLY FREQUENT. AT THE SAME TIME, STUDIES REVEAL NUMEROUS VULNERABILITIES IN INSTRUMENTATION AND CONTROL SYSTEMS, WHICH MAY SERVE AS POTENTIAL TARGETS FOR CYBERCRIMINALS. DESPITE THE APPLICATION OF PROPER DESIGN AND MANUFACTURING PROCEDURES FOR EQUIPMENT AND SOFTWARE, THERE IS NO GUARANTEE OF CREATING SYSTEMS FULLY RESISTANT TO THREATS. A NUCLEAR POWER PLANT MAY OPERATE HUNDREDS OF DIFFERENT DIGITAL SYSTEMS, EACH POTENTIALLY CONTAINING ZERO-DAY VULNERABILITIES [3]. A SUCCESSFUL CYBERATTACK ON SUCH A FACILITY COULD HAVE SERIOUS CONSEQUENCES FOR NUCLEAR SAFETY AS WELL AS PUBLIC SECURITY.



## Cyberbezpieczeństwo systemów ICT i I&C

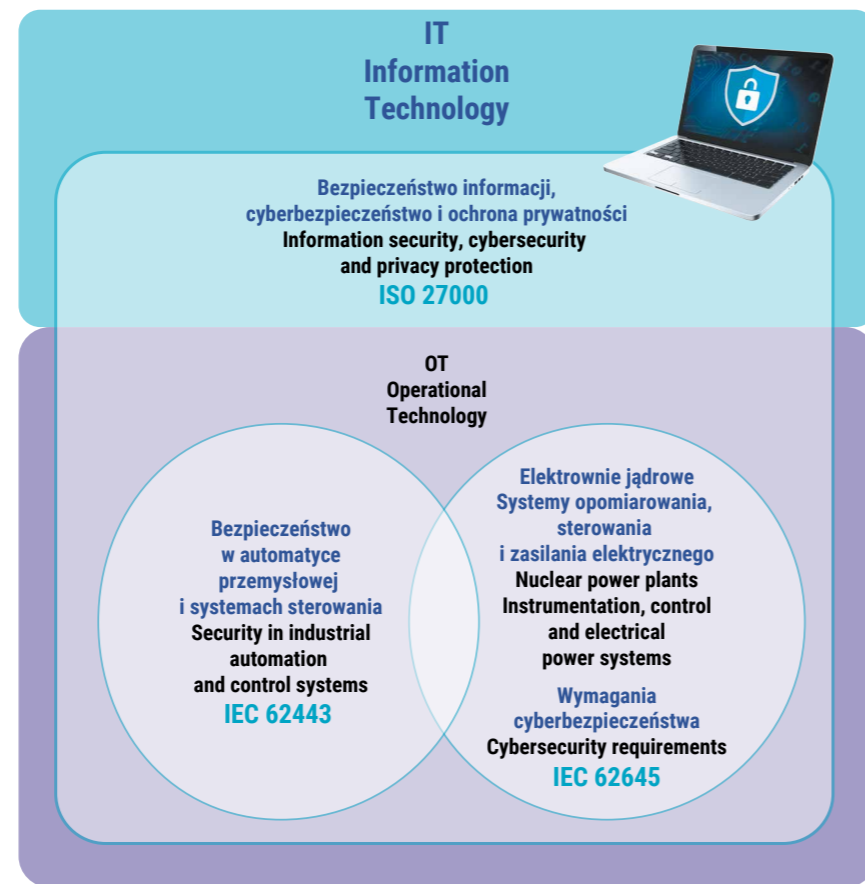
Zgodnie z wytycznymi Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (IAEA) nie jest możliwe oddzielenie cyberbezpieczeństwa systemów sterowania i kontroli (I&C, ang. *instrumentation and control*) od klasycznego cyberbezpieczeństwa technologii informacyjnych i komunikacyjnych (ICT, ang. *information and communication technology*). Wręcz przeciwnie – zaleca się rozszerzenie i dostosowanie istniejących programów bezpieczeństwa ICT tak, aby obejmowały również systemy I&C. Tylko wówczas można zbudować spójny i efektywny program bezpieczeństwa informatycznego w obiekcie jądrowym.

## Różnice między bezpieczeństwem IT a bezpieczeństwem OT

W klasycznym podejściu do cyberbezpieczeństwa największy nacisk kładzie się na poufność i integralność danych. Tymczasem w systemach sterowania przemysłowego, a szczególnie w energetyce jądrowej, kluczową wartością jest dostępność. Nawet krótkotrwały brak działania systemu sterowania lub dostarczenie błędnych danych może prowadzić do zakłócenia pracy układów bezpieczeństwa, a w konsekwencji – do poważnych zdarzeń w elektrowni jądrowej.

Ta rozbieżność powoduje konieczność równoważenia wymagań obu obszarów.

- ▶ W systemach IT akceptowalne są przerwy w dostępności (np. podczas aktualizacji).
- ▶ W systemach OT/I&C nieprzerwane działanie ma charakter krytyczny.



Rys. 1. Cyberbezpieczeństwo IT i OT – zarządzanie cyberbezpieczeństwem  
Fig. 1. IT and OT cybersecurity – cybersecurity management system

## Cybersecurity of ICT and I&C Systems

According to the guidelines of the International Atomic Energy Agency (IAEA), it is not possible to separate the cybersecurity of *instrumentation and control* (I&C) systems from that of traditional *information and communication technology* (ICT) systems. On the contrary, it is recommended to extend and adapt existing ICT security programmes to also cover I&C systems. Only then can a coherent and effective cybersecurity framework be established within a nuclear facility.

## Differences between IT security and OT security

In the traditional approach to cybersecurity, the primary focus is on data confidentiality and integrity. In contrast, within industrial control systems - and particularly in the nuclear energy sector - the key value is availability. Even short-term unavailability of a control system, or the delivery of incorrect data, may disrupt the operation of safety systems and, in consequence, lead to serious incidents at a nuclear power plant.

This divergence requires balancing the requirements of both domains:

- ▶ In IT systems, interruptions in availability (e.g. during updates) are acceptable.
- ▶ In OT/I&C systems, uninterrupted operation is critical.

## Cybersecurity Standards and Norms in the Nuclear Energy Sector

In response to growing threats, the standard PN-EN IEC 62645 "Nuclear power plants – Instrumentation, control and electrical power systems – Cybersecurity requirements" was developed.

This document defines the principles for limiting the impact of cyberattacks on programmable instrumentation and con-

trol systems. The standard is based on the ISO/IEC 27000 series requirements and IAEA guidelines, while tailoring them to the specific context of nuclear facilities.

### IEC 62645 covers, among other aspects:

- ▶ the development and implementation of cybersecurity programmes and policies,
- ▶ system configuration management,
- ▶ access control and identity management,
- ▶ incident response procedures,
- ▶ training and awareness-building for personnel.

It is a second-level standard, meaning that full system compliance requires the concurrent application of related, higher- and lower-level detailed standards.

In this context, it is also worth noting the IEC 62443 series, which forms the foundation for cybersecurity in industrial automation and control systems (IACS).

Within the work of IEC SC 45A, an approach consistent with IEC 62443 has been adopted, both in the structuring of cybersecurity programmes (IEC 62645) and in the catalogue of security controls (IEC 63096). IEC 62443 provides a universal framework that covers security policies, system and component-level requirements, as well as certification mechanisms (e.g., maturity levels, security levels). The incorporation of these principles into nuclear standards strengthens the consistency of cybersecurity across sectors and allows for the adoption of proven industrial best practices.

## Standardy i normy cyberbezpieczeństwa w energetyce jądrowej

**W odpowiedzi na rosnące zagrożenia opracowano normę PN-EN IEC 62645 „Elektrownie jądrowe – Systemy opomiarowania, sterowania i zasilania elektrycznego – Wymagania cyberbezpieczeństwa”.**

Dokument ten określa zasady ograniczania wpływu cyberataków na programowalne systemy sterowania i kontroli. Norma bazuje na wymaganiach serii ISO/IEC 27000 oraz na wytycznych MAEA, dostosowując je do specyfiki obiektów jądrowych.

### IEC 62645 obejmuje m.in.:

- ▶ tworzenie i wdrażanie programów oraz polityk cyberbezpieczeństwa,
- ▶ zarządzanie konfiguracją systemów,
- ▶ kontrolę dostępu i zarządzanie tożsamością,
- ▶ procedury reagowania na incydenty,
- ▶ szkolenie i budowanie świadomości personelu.

Jest to norma drugiego poziomu, co oznacza, że pełna zgodność systemu wymaga równoczesnego stosowania pozostałych norm szczegółowych wyższego i niższego poziomu.

**W tym kontekście warto również wspomnieć o standardzie IEC 62443, stanowiącym bazę dla cyberbezpieczeństwa w systemach automatyki przemysłowej (IACS).**

W ramach prac komitetu SC45A zastosowano podejście zgodne z IEC 62443 – zarówno w kształtowaniu programu zabezpieczeń (IEC 62645), jak i w katalogu zabezpieczeń (IEC 63096). IEC 62443 dostarcza uniwersalnych ram obejmujących polityki bezpieczeństwa, wymagania systemowe i komponentowe, a także mechanizmy certyfikacji (*maturity levels*, *security levels*). Włączenie tych zasad do norm jądrowych wzmacnia spójność cyberbezpieczeństwa między różnymi sektorami i jednocześnie pozwala na korzystanie z dojrzałych praktyk przemysłowych.



## Zarządzanie ryzykiem cyberbezpieczeństwa w systemach jądrowych

Obecnie obowiązujące normy (IEC 62645, IEC 63096) wyznaczają ramy programów cyberbezpieczeństwa w energetyce jądrowej, lecz nie zawierają szczegółowych wytycznych dotyczących zarządzania ryzykiem.

Kluczowym zagadnieniem w energetyce jądrowej jest fakt, że priorytetem oceny ryzyka są konsekwencje potencjalnego cyberataku, a nie jego prawdopodobieństwo. Wynika to z nieakceptowalności skutków, jakie mogłyby spowodować zakłócenie działania systemów bezpieczeństwa reaktora.

**W związku z tym przyjęto koncepcję tzw. Security Degrees (SD1–SD3), czyli stopni, które określają wymagania cyberbezpieczeństwa dla systemów I&C i ES w zależności od ich znaczenia dla bezpieczeństwa jądrowego.**

W ramach prac **IEC Subcommittee 45A** (Instrumentation, Control and Electrical Power Systems of Nuclear Facilities) opracowano zestaw norm poświęconych zagadnieniom cyberbezpieczeństwa w elektrowniach jądrowych. Tworzą one spójne ramy, które łączą wymagania MAEA (np. NSS No. 33-T, NST047), normy ISO/IEC 27000 oraz specyficzne potrzeby systemów I&C w obiektach jądrowych.

### Stopniowanie zagrożeń i poziomy bezpieczeństwa

W normie IEC 62645 przyjęto podejście oparte na stopniowaniu zagrożeń, pozwalające przypisać systemy I&C do odpowiednich poziomów bezpieczeństwa. Stopień ten ustala się na podstawie maksymalnych konsekwencji, jakie może wywołać udany cyberatak na dany system.

Wyróżnia się trzy poziomy bezpieczeństwa:

- ▶ S1 – najwyższy, przypisany systemom o kluczowym znaczeniu dla bezpieczeństwa,
- ▶ S2 – średni, obejmujący systemy istotne, lecz niekrytyczne,
- ▶ S3 – najniższy, do którego zalicza się zarówno systemy bezpieczeństwa o ograniczonym znaczeniu, jak i systemy niezwiązane bezpośrednio z bezpieczeństwem elektrowni.

Należy zauważyć, że klasy bezpieczeństwa systemów (stosowane w kontekście bezpieczeństwa jądrowego) nie są tożsame z powyższymi stopniami cyberbezpieczeństwa.

### Koncepcja stref i poziomów bezpieczeństwa

Norma zaleca stosowanie koncepcji stref i poziomów, polegającej na grupowaniu systemów o podobnych wymaganiach bezpieczeństwa i stosowaniu zróżnicowanych warstw ochrony. Takie podejście pozwala na izolowanie najbardziej krytycznych systemów i ograniczenie skutków ewentualnego cyberataku.

### Ramy prawne i regulacyjne

Cyberbezpieczeństwo w energetyce jądrowej nie jest wyłącznie kwestią techniczną, ale także regulacyjną. Na poziomie międzynarodowym podstawowe wytyczne formułuje Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) w ramach dokumentów z serii Nuclear Security Series (m.in. NSS No. 17 oraz NSS No. 33-T). Dokumenty te wskazują minimalne wymagania dotyczące programów ochrony systemów cyfrowych w obiektach jądrowych.

**W Unii Europejskiej istotne znaczenie ma dyrektywa NIS2, która nakłada na operatorów infrastruktury krytycznej – w tym elektrowni jądrowych – obowiązek wdrażania odpowiednich środków bezpieczeństwa oraz raportowania incydentów.** W poszczególnych krajach regulacje

## Cybersecurity Risk Management in Nuclear Systems

The current applicable standards (IEC 62645, IEC 63096) establish the framework for cybersecurity programmes in the nuclear energy sector, but they do not provide detailed guidelines for risk management.

A key issue in nuclear energy is that risk assessment prioritises the consequences of a potential cyberattack rather than its probability. This stems from the unacceptable outcomes that could result from the disruption of reactor safety systems.

**For this reason, the concept of Security Degrees (SD1–SD3) has been introduced, defining cybersecurity requirements for I&C and electrical systems depending on their importance to nuclear safety.**

Within the work of the **IEC Subcommittee 45A** (Instrumentation, Control and Electrical Power Systems of Nuclear Facilities), a set of standards dedicated to cybersecurity in nuclear power plants has been developed. Together, these standards form a coherent framework that integrates IAEA requirements (e.g. NSS No. 33-T, NST047), the ISO/IEC 27000 series, and the specific needs of I&C systems in nuclear facilities.

## Threat Grading and Security Levels

The IEC 62645 standard adopts a threat-grading approach, allowing I&C systems to be assigned to corresponding security levels. The level is determined based on the maximum potential consequences of a successful cyberattack on a given system.

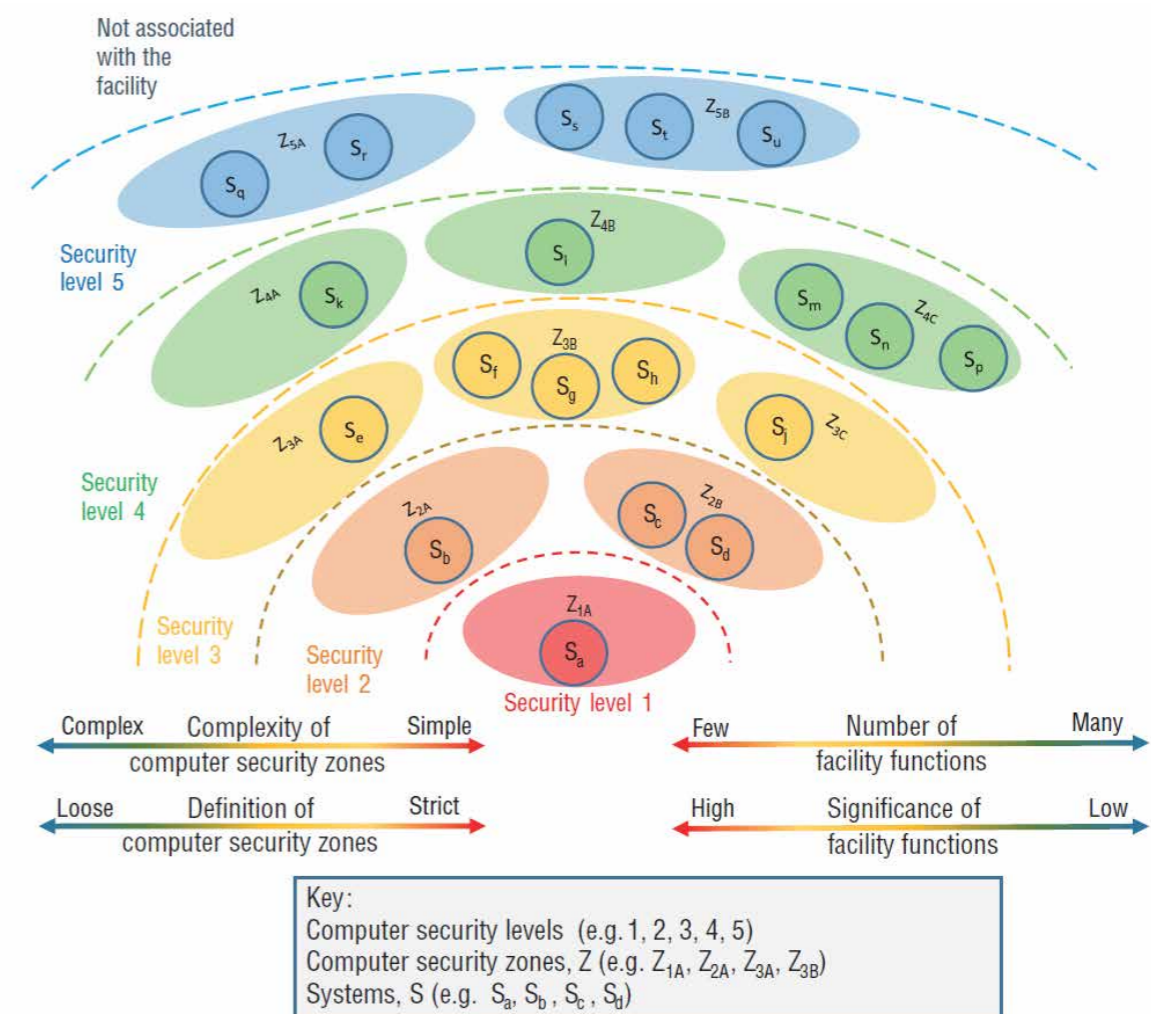
There are three levels of security:

- ▶ S1 – the highest, assigned to systems of critical importance to safety;
- ▶ S2 – the medium level, covering systems that are important but not critical;
- ▶ S3 – the lowest level, including both safety-related systems of limited importance and systems not directly related to the nuclear plant's safety.

It should be noted that cybersecurity security levels are not equivalent to nuclear safety classes used in the context of nuclear safety classification.

### Concept of Zones and Security Levels

The standard recommends applying the concept of zones and levels, which involves grouping systems with similar security requirements and implementing differentiated layers of protection. This approach makes it possible to isolate the most critical systems and limit the consequences of a potential cyberattack.



Rys. 2. Koncepcja podziału systemów na strefy i poziomy rekomendowana przez MAEA [10]

Fig. 2. Concept of dividing systems into zones and levels as recommended by the IAEA [10]



są rozwijane przez krajowe organy dozoru jądrowego i jednostki odpowiedzialne za bezpieczeństwo infrastruktury krytycznej (w Polsce m.in. przez Państwową Agencję Atomistyki oraz Urząd Dozoru Technicznego).

Ramy prawne pełnią podwójną rolę: wyznaczają minimalne standardy, a jednocześnie wymuszają na operatorach ciągłe doskonalenie programów bezpieczeństwa, w tym regularne audyty i testy systemów.

### Aspekty organizacyjne i czynnik ludzki

Doświadczenia z różnych sektorów infrastruktury krytycznej pokazują, że człowiek jest często najsłabszym ogniwem systemu cyberbezpieczeństwa. Dlatego obok rozwiązań technicznych niezbędne jest wdrożenie odpowiednich procedur organizacyjnych. Obejmują one m.in.:

- ▶ ścisłą kontrolę dostępu do systemów i urządzeń (zarówno fizycznego, jak i cyfrowego),
- ▶ szkolenia personelu w zakresie świadomości zagrożeń cybernetycznych,
- ▶ regularne ćwiczenia i symulacje scenariuszy ataków,
- ▶ tworzenie kultury bezpieczeństwa opartej na odpowiedzialności i czujności pracowników.

Aspekt organizacyjny jest równie istotny jak warstwa technologiczna, ponieważ nawet najlepiej zabezpieczone systemy mogą zostać naruszone w wyniku błędu lub zaniedbania pracownika.

### Perspektywa przyszłościowa

Dynamiczny rozwój technologii cyfrowych stawia przed energetyką jądrową nowe wyzwania w zakresie cyberbezpieczeństwa. Coraz większą rolę odgrywają rozwiązania oparte na sztucznej inteligencji i uczeniu maszynowym, które mogą wspierać detekcję anomalii i reagowanie na incydenty, ale równocześnie same stają się potencjalnym wektorem ataku.

Kolejnym wyzwaniem jest globalny charakter zagrożeń – cyberprzestępcy i podmioty państwowe działają ponad granicami, dlatego skuteczna ochrona elektrowni jądrowych wymaga współpracy międzynarodowej oraz wymiany informacji o podatnościach i incydentach.

Przyszłość cyberbezpieczeństwa w sektorze jądrowym zależy zatem od zdolności do adaptacji i elastycznego reagowania na nowe formy ataków. Normy i procedury muszą być stale aktualizowane, aby nadążać za ewolucją zagrożeń.

### Wnioski

**Bezpieczeństwo jądrowe opiera się na zasadzie obrony w głąb (defence-in-depth), obejmującej zarówno aspekty techniczne, jak i organizacyjne. Cyberbezpieczeństwo systemów sterowania i kontroli powinno być projektowane zgodnie z tą filozofią, poprzez budowę wielowarstwowej i spójnej struktury ochrony na jak najwcześniejszym etapie.**

Dynamicznie zmieniający się krajobraz zagrożeń wymaga ścisłej współpracy pomiędzy producentami systemów, dostawcami komponentów, regulatorami i operatorami elektrowni jądrowych. Kluczowe znaczenie ma także wymiana informacji o nowych podatnościach oraz rozwijanie programów szkoleniowych dla personelu. Tylko takie kompleksowe podejście może zagwarantować utrzymanie właściwego poziomu bezpieczeństwa jądrowego w obliczu współczesnych wyzwań cybernetycznych.

### Literatura:

1. Computer Security Aspects of Design for Instrumentation And Control Systems At Nuclear Power Plants. IAEA Vienna, 2020
2. Computer Security Techniques for Nuclear Facilities. IAEA Vienna, 2021
3. SUMMARY OF AN INTERNATIONAL CONFERENCE ORGANIZED BY THE INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY AND HELD IN VIENNA, 10–14 FEBRUARY 2020. IAEA Vienna, 2023
4. PN-EN IEC 62645 Elektrownie Jądrowe. Systemy opomiarowania, sterowania i zasilania elektrycznego. Wymagania cyberbezpieczeństwa.
5. International Atomic Energy Agency (IAEA), Computer Security at Nuclear Facilities, Nuclear Security Series No. 17, Vienna, 2011.
6. International Atomic Energy Agency (IAEA), Computer Security of Instrumentation and Control Systems at Nuclear Facilities, Nuclear Security Series No. 33-T, Vienna, 2018.
7. IEC 62443 series, Industrial communication networks – Network and system security.
8. ISO/IEC 27001:2022, Information security, cybersecurity and privacy protection – Information security management systems – Requirements.
9. European Union, Directive (EU) 2022/2555 on measures for a high common level of cybersecurity across the Union (NIS2 Directive).
10. Computer Security Techniques For Nuclear Facilities (Draft Technical Guidance) <https://www-ns.iaea.org/downloads/security/security-series-drafts/tech-guidance/nst047.pdf> [dostęp: 9.2025]

### Legal and Regulatory Framework

Cybersecurity in the nuclear energy sector is not solely a technical matter but also a regulatory one. At the international level, the International Atomic Energy Agency (IAEA) sets out baseline guidance through its Nuclear Security Series documents (including NSS No. 17 and NSS No. 33-T). These documents define the minimum requirements for programs protecting digital systems in nuclear facilities.

**Within the European Union, the NIS2 Directive plays a key role, imposing on operators of critical infrastructure, including nuclear power plants, the obligation to implement appropriate security measures and to report incidents.** At the national level, regulations are further developed by nuclear regulatory authorities and institutions responsible for critical infrastructure protection (in Poland, this includes the National Atomic Energy Agency and the Office of Technical Inspection).

The legal framework serves a dual role: it establishes minimum standards while also compelling operators to continuously improve their security programs, including regular audits and system testing.

### Organisational Aspects and the Human Factor

Experience from various sectors of critical infrastructure demonstrates that people are often the weakest link in cybersecurity systems. Therefore, alongside technical solutions, the implementation of robust organizational procedures is essential. These include:

- ▶ strict control of access to systems and devices (both physical and digital),
- ▶ staff training to raise awareness of cyber threats,
- ▶ regular drills and simulations of attack scenarios,
- ▶ fostering a security culture built on employee responsibility and vigilance.

The organizational dimension is just as important as the technological layer, since even the most well-protected systems can be compromised through human error or negligence.

### Future Outlook

The dynamic development of digital technologies presents the nuclear energy sector with new cybersecurity challenges. Artificial intelligence and machine learning are playing an increasingly important role in anomaly detection and incident response, yet they also introduce potential new attack vectors.

Another pressing challenge is the global nature of cyber threats, both cybercriminals and state-sponsored actors operate across borders. As a result, effective protection of nuclear power plants requires international cooperation and the exchange of information on vulnerabilities and incidents.

The future of cybersecurity in the nuclear sector therefore depends on the ability to adapt and respond flexibly to emerging forms of attack. Standards and procedures must be continuously updated to keep pace with the evolving threat landscape.

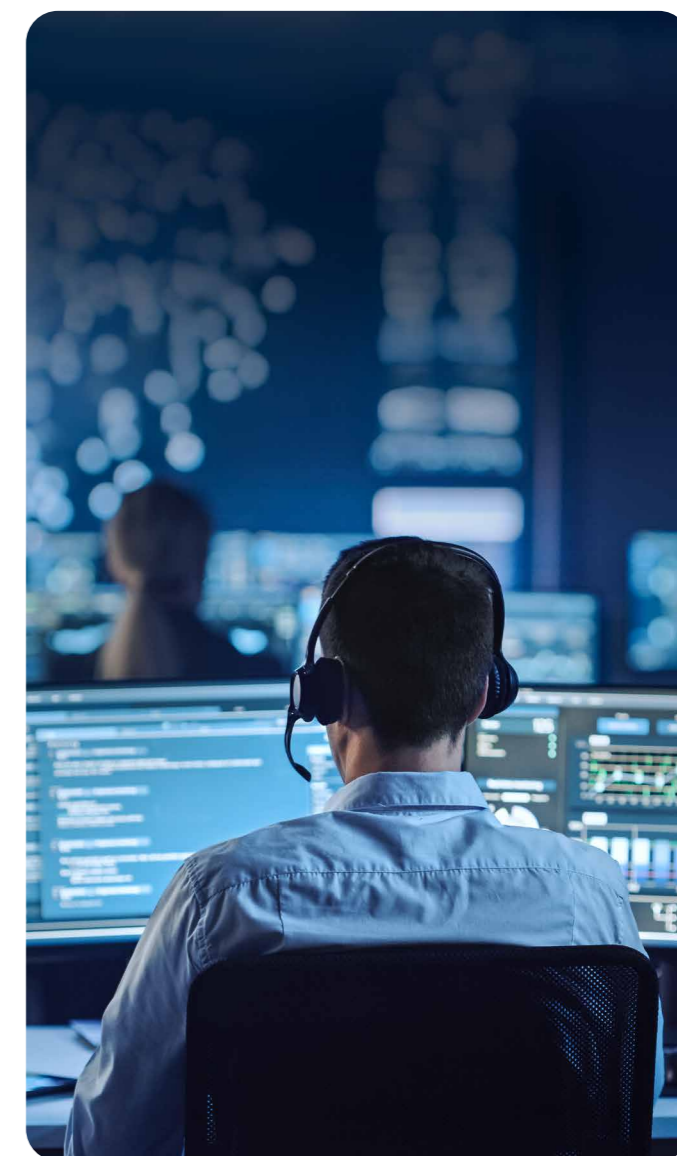
### Conclusions

**Nuclear safety is founded on the principle of defence-in-depth, encompassing both technical and organizational aspects. Cybersecurity for instrumentation and control systems should be designed in line with this philosophy, by establishing a multilayered and coherent protection structure from the earliest stages.**

The rapidly evolving threat landscape demands close cooperation between system manufacturers, component suppliers, regulators, and nuclear power plant operators. Equally critical is the exchange of information on emerging vulnerabilities and the continuous development of training programmes for personnel. Only such a comprehensive approach can ensure the appropriate level of nuclear safety in the face of today's cybersecurity challenges.

### References:

1. Computer Security Aspects of Design for Instrumentation And Control Systems At Nuclear Power Plants. IAEA Vienna, 2020
2. Computer Security Techniques for Nuclear Facilities. IAEA Vienna, 2021
3. SUMMARY OF AN INTERNATIONAL CONFERENCE ORGANIZED BY THE INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY AND HELD IN VIENNA, 10–14 FEBRUARY 2020. IAEA Vienna, 2023
4. PN-EN IEC 62645 Nuclear power plants. Metering, control and power supply systems. Cybersecurity requirements.
5. International Atomic Energy Agency (IAEA), Computer Security at Nuclear Facilities, Nuclear Security Series No. 17, Vienna, 2011.
6. International Atomic Energy Agency (IAEA), Computer Security of Instrumentation and Control Systems at Nuclear Facilities, Nuclear Security Series No. 33-T, Vienna, 2018.
7. IEC 62443 series, Industrial communication networks – Network and system security.
8. ISO/IEC 27001:2022, Information security, cybersecurity and privacy protection – Information security management systems – Requirements.
9. European Union, Directive (EU) 2022/2555 on measures for a high common level of cybersecurity across the Union (NIS2 Directive).
10. Computer Security Techniques For Nuclear Facilities (Draft Technical Guidance) <https://www-ns.iaea.org/downloads/security/security-series-drafts/tech-guidance/nst047.pdf> [access: 9.2025]





**MGR INŻ. (MSc Eng.)  
MICHAŁ ŁONIEWSKI**

Kierownik Wydziału Rozwoju Technicznego  
Przewodniczący Zespołu Zadaniowego ds. Cyberbezpieczeństwa  
Departament Innowacji i Rozwoju  
Urząd Dozoru Technicznego

Head of the Technical Development Division  
Chairman of the Cybersecurity Task Force  
Department of Innovation and Development  
Office of Technical Inspection (UDT)

# Technologia blockchain i rozproszonych rejestrów DLT Standaryzacja technologii

# Blockchain and Distributed Ledger Technology (DLT) Standardization of the Technology



## Organizacje normalizacyjne ISO/CEN-CLC/PKN

Normy międzynarodowe dostarczają zasady, wytyczne lub opisują cechy charakterystyczne działań i ich wyników, a ich celem jest osiągnięcie optymalnego stopnia uporządkowania w danym kontekście. Takim kontekstem jest niewątpliwie technologia blockchain, technologia o globalnym oddziaływaniu. To właśnie zakres tego oddziaływania, liczba zaangażowanych podmiotów doprowadziły do potrzeby ujednolicenia podejścia do zagadnienia, sformułowania wytycznych bezpieczeństwa i eliminacji barier technicznych pomiędzy interesariuszami.

W 2016 roku zawiązał się Międzynarodowy Komitet Techniczny **ISO/TC 307 Blockchain and Distributed Ledger Technologies** (ang. ISO – International Organization for Standardization; TC – Technical Committee), którego celem jest zaspokojenie powyższych potrzeb poprzez opracowywanie i publikację norm, raportów i specyfikacji technicznych dotyczących blockchain i technologii rozproszonych rejestrów DLT (ang. DLT - Distributed Ledger Technology). Sekretariat komitetu prowadzony jest przez australijską organizację normalizacyjną SA (ang. Standards Australia). Komitet tworzy 43 członków czynnych (ang. P - participating member) - państw z prawem do głosowania oraz 20 członków obserwujących (ang. O - observing member) bez takiego prawa. Polska jest członkiem czynnym.

Komitet techniczny ISO/TC 307 jest komitetem, w którym realizowane są najbardziej zaawansowane prace dotyczące opracowywania od podstaw nowych standardów w zakresie technologii blockchain. Komitet TC 307 opublikował jak dotąd - dwanaście dokumentów normatywnych, co przedstawia tabela nr 1, a nad szesnastoma toczą się prace rozwojowe, co przedstawione zostało w tabeli nr 2 (stan na wrzesień 2025 r.)

Numer normy/raportu/specyfikacji	Tytuł normy (ISO)/raportu technicznego (ISO/TR)/specyfikacji technicznej (ISO/TS)
ISO/TR 3242:2022	Blockchain and distributed ledger technologies – Use cases
ISO/TR 6039:2023	Blockchain and distributed ledger technologies – Identifiers of subjects and objects for the design of blockchain systems
ISO/TR 6277:2025	Blockchain and distributed ledger technologies (DLT) – Data flow models for blockchain and DLT use cases
ISO 22739:2024	Blockchain and distributed ledger technologies – Vocabulary
ISO/TR 23244:2020	Blockchain and distributed ledger technologies – Privacy and personally identifiable information protection considerations
ISO/TR 23249:2022	Blockchain and distributed ledger technologies – Overview of existing DLT systems for identity management
ISO 23257:2022	Blockchain and distributed ledger technologies – Reference architecture
ISO/TS 23258:2021	Blockchain and distributed ledger technologies – Taxonomy and Ontology
ISO/TR 23455:2019	Blockchain and distributed ledger technologies – Overview of and interactions between smart contracts in blockchain and distributed ledger technology systems
ISO/TR 23576:2020	Blockchain and distributed ledger technologies – Security management of digital asset custodians
ISO/TS 23635:2022	Blockchain and distributed ledger technologies – Guidelines for governance
ISO/TR 23644:2023	Blockchain and distributed ledger technologies (DLTs) – Overview of trust anchors for DLT-based identity management

Tab.1. Standardy opublikowane przez komitet techniczny ISO/TC 307

## Standardization Organizations: ISO / CEN-CLC / PKN

International standards set out principles, guidelines, or define the characteristics of activities and their outcomes, with the aim of achieving an optimal level of consistency in a given context. One such context is blockchain technology - a technology with truly global impact. The breadth of this impact, combined with the large number of stakeholders involved, has created the need to harmonize approaches, establish security guidelines, and remove technical barriers between stakeholders.

In 2016, the **ISO/TC 307 Technical Committee on Blockchain and Distributed Ledger Technologies** was established (ISO – International Organization for Standardization; TC – Technical Committee), with the aim of addressing these needs by developing and publishing standards, reports, and technical specifications relating to blockchain and distributed ledger technologies (DLT). The Committee Secretariat is administered by Standards Australia (SA), the Australian national standards body. The Committee is composed of 43 participating members (P-members) – countries with voting rights – and 20 observing members (O-members) without voting rights. Poland is among the participating members.

ISO/TC 307 is the technical committee where the most advanced work on developing entirely new standards in blockchain technology is carried out. To date, the Committee has published twelve normative documents (see Table 1) and is working on sixteen more (see Table 2), as of September 2025.

Standard/ Report/ Specification No.	Title ISO Standard / Technical Report – ISO/TR / Technical Specification – ISO/TS
ISO/TR 3242:2022	Blockchain and distributed ledger technologies – Use cases
ISO/TR 6039:2023	Blockchain and distributed ledger technologies – Identifiers of subjects and objects for the design of blockchain systems
ISO/TR 6277:2025	Blockchain and distributed ledger technologies (DLT) – Data flow models for blockchain and DLT use cases
ISO 22739:2024	Blockchain and distributed ledger technologies – Vocabulary
ISO/TR 23244:2020	Blockchain and distributed ledger technologies – Privacy and personally identifiable information protection considerations
ISO/TR 23249:2022	Blockchain and distributed ledger technologies – Overview of existing DLT systems for identity management
ISO 23257:2022	Blockchain and distributed ledger technologies – Reference architecture
ISO/TS 23258:2021	Blockchain and distributed ledger technologies – Taxonomy and Ontology
ISO/TR 23455:2019	Blockchain and distributed ledger technologies – Overview of and interactions between smart contracts in blockchain and distributed ledger technology systems
ISO/TR 23576:2020	Blockchain and distributed ledger technologies – Security management of digital asset custodians
ISO/TS 23635:2022	Blockchain and distributed ledger technologies – Guidelines for governance
ISO/TR 23644:2023	Blockchain and distributed ledger technologies (DLTs) – Overview of trust anchors for DLT-based identity management

Table 1. Standards Published by ISO/TC 307 Technical Committee

Numer normy /raportu/ specyfikacji	Tytuł normy (ISO)/raportu technicznego (ISO/TR)/specyfikacji technicznej (ISO/TS)
ISO/CD TS 18126.2	Taxonomy and classification for smart contracts
ISO/DIS 20435	A framework for representing physical assets using tokens
ISO/WD 23042	Reference architecture for DLT-based decentralized identity systems
ISO/CD TS 23353	Blockchain and distributed ledger technologies – Auditing guidelines
ISO/DTS 23516	Blockchain and distributed ledger technology – Interoperability Framework
ISO/CD PAS 24874	Guidebook on the Use of Smart Contracts in Contributing to the Sustainable Development Goals
ISO/AWI 24875-1	Smart contract security – Part 1: Secure development
ISO/AWI 24875-2	Smart contract security – Part 2: Code review
ISO/AWI TS 24875-3	Smart contract security – Part 3: Holistic diagnostic method
ISO/WD 24876.4	Blockchain and distributed ledger technologies – Privacy protection when involving trust anchors in DLT-based identity management
ISO/WD TR 24878	New and emerging DLT/Blockchain Use Cases
ISO/CD 24946	Requirements and guidance for improving, preserving, and assessing the privacy capability of DLT systems
ISO/WD 25126.4	Information security controls based on ISO/IEC 27002 for distributed ledger services
ISO/DTR 25145	Blockchain and distributed ledger technology – Overview of DLT-based collections and collections management
ISO/AWI 25316	Blockchain and distributed ledger technologies – Representing non-financial digital assets using tokens
ISO/AWI TS 25481	Governance for DAOs in Blockchain and DLT

Tab.2. Standardy w trakcie opracowywania/prac rozwojowych komitetu technicznego ISO/TC 307

Komitetem europejskim ściśle współpracującym z ISO/TC 307 jest Komitet Techniczny **CEN-CENELEC/JTC 19 Blockchain and Distributed Ledger Technologies** (ang. *Joint Technical Committee*), prowadzony przez włoską organizację normalizacyjną UNI (*włos. Ente Italiano di Normazione*). Komitet zawiązał się w 2019 roku, jego głównymi działaniami są przede wszystkim: identyfikacja i wdrażanie norm międzynarodowych, które zostały już opublikowane, bądź są w trakcie opracowywania, w kontekście legislacyjnym wymagań europejskich. Przykładem takiego dokumentu jest norma dotycząca terminologii występującej w technologii blockchain i rozproszonych rejestrów DLT: **ISO 22739:2024 Blockchain and distributed ledger technologies – Vocabulary**, która została przyjęta przez CEN/CENELEC w 2025 r. jako standard europejski.

Krajowym komitetem, którego zakresem tematycznym jest normalizacja w dziedzinie blockchain i technologii rozproszonych rejestrów, jest komitet

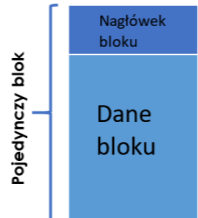
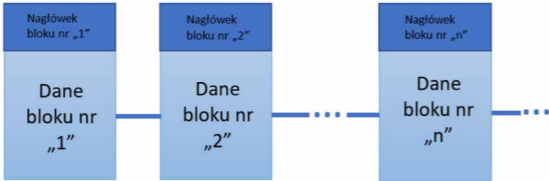
techniczny **PKN/KT 333 Blockchain i Technologii Rozproszonych Rejestrów**. Jest to najmłodszy komitet spośród trzech wymienionych, powstał w grudniu 2019 r. Jest to organ wiodący w zakresie współpracy z CEN/CLC JTC 19 oraz ISO/TC 307. Członkami Komitetu Technicznego nr 333 są polskie podmioty z różnych obszarów działalności biznesowej.

#### Krótką charakterystyka wybranych standardów blockchain/DLT

► ISO 22739:2024 Blockchain and distributed ledger technologies – Vocabulary

Opublikowana norma zawiera 100 definicji wspólnych dla wszystkich standardów opracowywanych w ISO/TC 307 i dotyczących technologii blockchain oraz DLT. Przykładowe definicje umieszczone w standardzie dotyczą pojęć takich jak blok, łańcuch bloków i inteligentne kontrakty.

Kwestie techniczne dotyczące stosowania inteligentnych kontraktów w systemach blockchain/DLT poruszone zostały w opublikowanym raporcie technicznym **ISO/TR 23455:2019 Blockchain and distributed ledger technologies – Overview of and interactions between smart contracts in blockchain and distributed ledger technology systems**.

<p><b>Block</b> – structured data comprising a block header and block data;</p> <p>► Blok – dane strukturalne zawierające nagłówek i dane bloku. Blok schematycznie przedstawiono na rysunku nr 1</p> 
<p>Rys. 1. Pojedynczy blok w łańcuchu bloków</p>
<p><b>Block data</b> – structured data comprising zero or more transaction records or references to transaction records</p> <p>► Dane bloku – ustrukturyzowane dane zawierające zero lub więcej rekordów transakcji lub odniesienia do rekordów transakcji</p>
<p><b>Block header</b> – structured data that includes a hash link to the previous block, if present</p> <p>► Nagłówek bloku – dane strukturalne, które zawierają odnośnik do wyniku działania funkcji skrótu poprzedniego bloku, jeśli blok istnieje</p>
<p><b>Blockchain</b> – distributed ledger with confirmed blocks organized in an append-only, sequential chain using hash links</p> <p>► Łańcuch bloków – rozproszona księga/rejestr z potwierdzonymi blokami zorganizowanymi w sekwencyjny łańcuch, z możliwością tylko dopisywania, przy użyciu odnośników do wyników działania funkcji skrótu. Ideę łańcucha bloków przedstawia rysunek nr 2</p> 
<p>Rys. 2. Łańcuch bloków – pojedyncza kopia rozproszonego rejestru</p>
<p><b>Smart contract</b> – computer program stored in a DLT system wherein the outcome of any execution of the program is recorded on the distributed ledger</p> <p>► Inteligentny kontrakt – program komputerowy przechowywany w systemie DLT, w którym wynik dowolnego wykonania programu zapisywany jest w rozproszonym rejestrze</p>

Standard/ Report/ Specification No.	Title ISO Standard / Technical Report – ISO/TR / Technical Specification – ISO/TS
ISO/CD TS 18126.2	Taxonomy and classification for smart contracts
ISO/DIS 20435	A framework for representing physical assets using tokens
ISO/WD 23042	Reference architecture for DLT-based decentralized identity systems
ISO/CD TS 23353	Blockchain and distributed ledger technologies – Auditing guidelines
ISO/DTS 23516	Blockchain and distributed ledger technology – Interoperability Framework
ISO/CD PAS 24874	Guidebook on the Use of Smart Contracts in Contributing to the Sustainable Development Goals
ISO/AWI 24875-1	Smart contract security – Part 1: Secure development
ISO/AWI 24875-2	Smart contract security – Part 2: Code review
ISO/AWI TS 24875-3	Smart contract security – Part 3: Holistic diagnostic method
ISO/WD 24876.4	Blockchain and distributed ledger technologies – Privacy protection when involving trust anchors in DLT-based identity management
ISO/WD TR 24878	New and emerging DLT/Blockchain Use Cases
ISO/CD 24946	Requirements and guidance for improving, preserving, and assessing the privacy capability of DLT systems
ISO/WD 25126.4	Information security controls based on ISO/IEC 27002 for distributed ledger services
ISO/DTR 25145	Blockchain and distributed ledger technology – Overview of DLT-based collections and collections management
ISO/AWI 25316	Blockchain and distributed ledger technologies – Representing non-financial digital assets using tokens
ISO/AWI TS 25481	Governance for DAOs in Blockchain and DLT

Table 2. Standards Under Development by the ISO/TC 307 Technical Committee

The European committee most closely cooperating with ISO/TC 307 is the **CEN-CENELEC/JTC 19 Technical Committee on Blockchain and Distributed Ledger Technologies** (JTC – Joint Technical Committee), administered by the Italian standardization body UNI (*Ente Italiano di Normazione*). Established in 2019, its primary role is to identify and adopt international standards - either already published or still under development - in alignment with European legislative requirements. One such example is **ISO**

**22739:2024 Blockchain and Distributed Ledger Technologies – Vocabulary**, which was adopted by CEN/CENELEC in 2025 as a European standard.

At the national level, blockchain and distributed ledger standardization falls under the responsibility of the **PKN/KT 333 Technical Committee on Blockchain and Distributed Ledger Technologies**. This is the youngest of the three committees, established in December 2019. It serves as the leading national body for cooperation with CEN/CLC JTC 19 and ISO/TC 307. The membership of Technical Committee No. 333 consists of Polish organizations representing a wide range of business sectors.

#### Brief Overview of Selected Blockchain/DLT Standards

► ISO 22739:2024 Blockchain and Distributed Ledger Technologies – Vocabulary

The published standard provides 100 definitions that serve as a common reference for all standards developed within ISO/TC 307 on blockchain and DLT. Among them are definitions of key terms such as block, blockchain, and smart contract.

The technical aspects of applying smart contracts in blockchain and DLT systems are examined in the technical report **ISO/TR 23455:2019 Blockchain and Distributed Ledger Technologies – Overview of and Interactions Between Smart Contracts in Blockchain and Distributed Ledger Technology Systems**.

► **Block** – structured data comprising a block header and block data. A schematic representation of a block is shown in Figure 1.

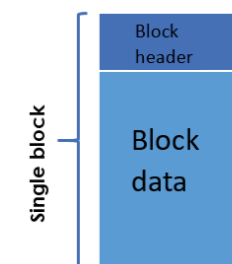


Fig. 1. single block in a blockchain

► **Block data** – structured data comprising zero or more transaction records or references to transaction records

► **Block header** – structured data that includes a hash link to the previous block, if present

► **Blockchain** – distributed ledger with confirmed blocks organized in an append-only, sequential chain using hash links. The concept of a blockchain is illustrated in Figure 2.

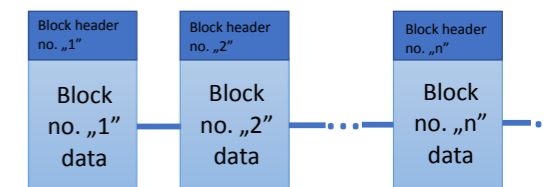


Fig. 2. Blockchain – a single copy of the distributed ledger

► **Smart contract** – computer program stored in a DLT system wherein the outcome of any execution of the program is recorded on the distributed ledger

- ▶ ISO/TR 3242:2022 Blockchain and distributed ledger technologies – Use Cases

Raport techniczny przedstawia przykłady wykorzystania technologii blockchain/DLT. Celem dokumentu jest prezentacja procesów i struktur praktycznych przykładów zastosowania technologii blockchain/DLT, które mogą być wykorzystane przez odbiorców dokumentu. Raport zawiera 22 przypadki rzeczywistego zastosowania technologii. Każdy z przypadków to 20-30 stron szczegółowego opisu w 45 pozycjach, m.in.:

- ▶ Jaki problem (biznesowy) jest rozwiązywany przez system BC/DLT?
- ▶ Stan bieżący: w produkcji/w testach/w implementacji
- ▶ Prognozowane wyniki z implementacji
- ▶ Dlaczego użyto DLT?
- ▶ Wymagania funkcjonalne/niefunkcjonalne
- ▶ Jak będzie zapewnione bezpieczeństwo, prywatność, identyfikowalność?
- ▶ Informacje o użytych smart kontraktach – np.: cel użycia, rola
- ▶ Informacje o zastosowanym Open Source software
- ▶ Zidentyfikowane ryzyka
- ▶ Normy/specyfikacje/raporty referencyjne
- ▶ Analizy przepływu danych
- ▶ Architektura systemu
- ▶ Diagram sekwencji działania systemu/inteligentnego kontraktu

Przypadki zastosowania podzielone zostały na cztery kategorie:

- ▶ Pochodzenie danych (ang. data provenance) – 6 przykładów
- ▶ Łańcuch dostaw (ang. supply chain) – 7 przykładów
- ▶ Finanse (ang. fintech) – 6 przykładów
- ▶ Inteligentna energia (ang. smart energy) – 3 przykłady

Wśród nich możemy znaleźć systemy: weryfikacji autentyczności (dokumentów) dyplomów uczelni wyższych, autentyczności pochodzenia czerwonych sycylijskich pomarańczy, oryginalności pochodzenia leków, systemy zarządzania odpadami komunalnymi, czy też służące do rozliczania prosumentów energii elektrycznej przetwarzanej ze źródeł odnawialnych w mikro sieciach i oddawanej do sieci krajowej.

### Innowacyjne zastosowania technologii

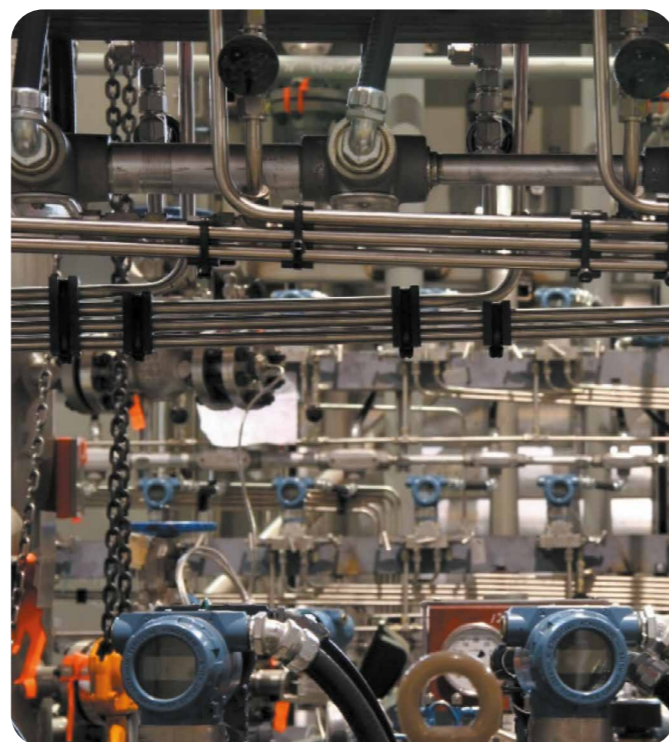
Technologia blockchain/DLT w zastosowaniach finansowych dotyczących kryptowalut, jak np.: sieć ethereum, bitcoin nie jest już uznawana za technologię innowacyjną. Innowacyjne natomiast pozostają jej inne, nowe i nietypowe obszary zastosowania. Takim przykładem jest wykorzystywanie technologii blockchain w przemyśle, wspólnie z innymi technologiami jak przemysłowy internet rzeczy (*ang. IIoT – Industrial Internet of Things*), technologia dużych stosów danych (*ang. Big data*) oraz sieć 5G. Na rysunku nr 3 przedstawiony został fragment instalacji przemysłowej wraz z urządzeniami pomiarowymi.

Przykłady łączenia szeroko pojętej technologii IoT (*ang. IoT – Internet of Things*) wraz z technologią blockchain/DLT można znaleźć w raporcie technicznym opublikowanym przez połączony komitet techniczny dwóch międzynarodowych organizacji normalizacyjnych ISO oraz IEC (*ang. IEC - International Electrotechnical Commission*) – **ISO/IEC JTC 1/SC 41 Internet of things and digital twin** (*ang. cyfrowy bliźniak*), grupa robocza **WG5: IoT Application** (*ang. wdrożenia/aplikacje technologii internetu rzeczy*): **ISO/IEC TR 30176:2021 Internet of Things (IoT) – Integration of IoT and DLT/Blockchain: Use cases**. Przykładami tam zamieszczonymi są, m.in.: zautomatyzowana usługa płatności za parking z wykorzystaniem inteligentnych urządzeń parkingowych, czy też obsługa kredytowa ruchomości, gdzie wykorzystywane są czujniki zaimplementowane w przedmiotach majątku ruchomego.

Ciekawą propozycją krajową jest natomiast system do weryfikacji autentyczności pochodzenia dokumentów – certyfikatów, zaświadczeń, czy też posiadanych uprawnień i decyzji wydawanych przez organy administracji publicznej. **System taki, oparty o technologię blockchain/DLT, gwarantuje niezaprzeczalność pochodzenia dokumentu i jego treści**, eliminując przy tym konieczność każdorazowego potwierdzania autentyczności w organie wydającym.

### Podsumowanie

Podstawowym celem normalizacji jest zapewnienie, uzgodnionych na arenie międzynarodowej, najlepszych praktyk i ram poprawiających bezpieczeństwo i interoperacyjność technologii. Systemy blockchain/DLT zbudowane są na różnych mechanizmach konsensusu, z różnymi poziomami uprawnień węzłów sieci (węzły trzymające kopie rejestru, węzły walidujące nowe transakcje, węzły uczestniczące w mechanizmie konsensusu). Brak standaryzacji znacząco ograniczyłby stosowanie systemów o globalnym zasięgu i oddziaływaniu. Wspólne wytyczne i praktyka inżynierska ujęte w standardach do eliminacji barier technicznych dla wszystkich interesariuszy systemów blockchain/DLT – integratorów systemów, beneficjentów technologii, audytorów, czy też zamawiających.



Rys.3. Przykład opomiarowania instalacji przemysłowej z wykorzystaniem czujników, przetworników i rurek impulsowych

Fig. 3. Industrial installation metering example using sensors, transmitters, and impulse pipes

Literatura:

1. <https://cdn.standards.iteh.ai/samples/79543/0199cd5bce2348b69a811f-0f3524d3d2/ISO-TR-3242-2022.pdf> (dostęp 1.08.2025)
2. <https://cdn.standards.iteh.ai/samples/82208/bf874d948e6e4ce-9a07a73f4ddfee75e/ISO-22739-2024.pdf> (dostęp 1.08.2025)
3. <https://cdn.standards.iteh.ai/samples/104008/0077d92d307c4127809b7f-f240b830a6/ISO-IEC-TR-30176-2021.pdf> (dostęp 5.08.2025)
4. <https://pzn.pkn.pl/tc/#/information-sheet/9026652190> (dostęp: 4.08.2025)
5. [https://standards.cencenelec.eu/dyn/www/f?p=205:7:0:::FSP\\_ORG\\_ID:2702172&cs=148F2B917E4B67BCFD6FE36CE0EA923AC](https://standards.cencenelec.eu/dyn/www/f?p=205:7:0:::FSP_ORG_ID:2702172&cs=148F2B917E4B67BCFD6FE36CE0EA923AC) (dostęp: 29.08.2025)
6. <https://www.iso.org/standard/75624.html> (dostęp: 1.09.2025)
7. <https://www.iso.org/committee/6266604.html> (dostęp: 1.09.2025)
8. <https://www.iso.org/committee/6483279.html> (dostęp: 1.09.2025)
9. <https://www.pkn.pl/informacje/2020/02/technologia-blockchain-i-rozproszonego-rejestru> (dostęp: 4.08.2025)
10. [https://www.pkn.pl/sites/default/files/plan\\_dzialania\\_kt\\_333.pdf](https://www.pkn.pl/sites/default/files/plan_dzialania_kt_333.pdf) (dostęp: 1.08.2025)

- ▶ ISO/TR 3242:2022 Blockchain and Distributed Ledger Technologies – Use Cases

The technical report presents examples of blockchain/DTL applications. Its purpose is to showcase processes and structures from practical use cases that may serve as references for stakeholders. The report contains 22 real-world application cases, each described in detail over 20–30 pages across 45 specific items, including:

- ▶ What (business) problem is being solved by the BC/DTL system?
- ▶ Current status: in production / in testing / in implementation
- ▶ Expected outcomes of implementation
- ▶ Why was DLT chosen?
- ▶ Functional and non-functional requirements
- ▶ How will security, privacy, and traceability be ensured?
- ▶ Information on smart contracts used (e.g., purpose, role)
- ▶ Information on open-source software applied
- ▶ Identified risks
- ▶ Reference standards, specifications, and reports
- ▶ Data flow analyses
- ▶ System architecture
- ▶ Sequence diagrams of system or smart contract operations.

The use cases are grouped into four categories:

- ▶ Data provenance – 6 examples
- ▶ Supply chain – 7 examples
- ▶ Fintech - 6 examples
- ▶ Smart energy – 3 examples.

Among the examples are systems for verifying the authenticity of university diplomas, tracing the origin of Sicilian red oranges, confirming the provenance of pharmaceuticals, managing municipal waste, and settling accounts with electricity prosumers generating renewable energy in microgrids and feeding it into the national grid.

### Innovative Applications of Blockchain/DTL

The use of blockchain/DTL in financial applications related to cryptocurrencies, such as Ethereum or Bitcoin, is no longer considered innovative. What remains innovative, however, are new and less conventional areas of application. One example is the integration of blockchain with industrial technologies such as the Industrial Internet of Things (*IIoT*), Big Data, and 5G networks. Figure 3 illustrates a section of an industrial installation with measuring devices.

Examples of integrating IoT technologies with blockchain/DTL can be found in a technical report published by the joint technical committee of ISO and IEC (International Electrotechnical Commission) – **ISO/IEC JTC 1/SC 41 Internet of Things and Digital Twin, Working Group 5: IoT Applica-**

**tions**. The report, **ISO/IEC TR 30176:2021 Internet of Things (IoT) – Integration of IoT and DLT/Blockchain: Use Cases**, includes examples such as an automated parking payment service using smart parking devices, as well as collateral lending services supported by sensors embedded in movable assets.

At the national level, an interesting initiative is a blockchain/DTL-based system for verifying the authenticity of documents such as certificates, licenses, qualifications, and administrative decisions issued by public authorities. **This system ensures the integrity and immutability of both a document's origin and content**, eliminating the need for repeated verification by the issuing authority.

### Summary

The primary purpose of standardization is to establish internationally agreed best practices and frameworks that strengthen the security and interoperability of technologies. Blockchain/DTL systems are built on diverse consensus mechanisms, with nodes holding varying roles and permissions - from maintaining copies of the ledger, to validating transactions, to participating in consensus protocols. Without standardization, the deployment of such globally oriented systems would be severely limited. Shared guidelines and engineering practices codified in standards help remove technical barriers and support all blockchain/DTL stakeholders, including system integrators, technology users, auditors, and contracting authorities.

References:

1. <https://cdn.standards.iteh.ai/samples/79543/0199cd5bce-2348b69a811f0f3524d3d2/ISO-TR-3242-2022.pdf> (accessed: 1.08.2025)
2. <https://cdn.standards.iteh.ai/samples/82208/bf874d948e6e4ce-9a07a73f4ddfee75e/ISO-22739-2024.pdf> (accessed: 1.08.2025)
3. <https://cdn.standards.iteh.ai/samples/104008/0077d92d307c4127809b7ff240b830a6/ISO-IEC-TR-30176-2021.pdf> (accessed: 5.08.2025)
4. <https://pzn.pkn.pl/tc/#/information-sheet/9026652190> (accessed: 4.08.2025)
5. [https://standards.cencenelec.eu/dyn/www/f?p=205:7:0:::FSP\\_ORG\\_ID:2702172&cs=148F2B917E4B67BCFD6FE36CE0EA923AC](https://standards.cencenelec.eu/dyn/www/f?p=205:7:0:::FSP_ORG_ID:2702172&cs=148F2B917E4B67BCFD6FE36CE0EA923AC) (accessed: 29.08.2025)
6. <https://www.iso.org/standard/75624.html> (accessed: 1.09.2025)
7. <https://www.iso.org/committee/6266604.html> (accessed: 1.09.2025)
8. <https://www.iso.org/committee/6483279.html> (accessed: 1.09.2025)
9. <https://www.pkn.pl/informacje/2020/02/technologia-blockchain-i-rozproszonego-rejestru> (accessed: 4.08.2025)
10. [https://www.pkn.pl/sites/default/files/plan\\_dzialania\\_kt\\_333.pdf](https://www.pkn.pl/sites/default/files/plan_dzialania_kt_333.pdf) (accessed: 1.08.2025)





URZĄD DOZORU  
TECHNICZNEGO

# INSPEKTOR

TECHNIKA I BEZPIECZEŃSTWO



**Atomowa historia**  
Od modelu Bohra do elektrowni jądrowej

**Atomic history**  
From Bohr's model to a nuclear power plant

*E = mc<sup>2</sup>*



[www.udt.gov.pl/inspektor-on-line](http://www.udt.gov.pl/inspektor-on-line)

**eUDT**  
PORTAL INTERNETOWY  
Urzędu Dozoru Technicznego





URZĄD DOZORU  
TECHNICZNEGO

# INSPEKTOR

TECHNIKA I BEZPIECZEŃSTWO

Zapraszamy do lektury **ONLINE**



- RBI • HAZOP • ATEX • BEZPIECZEŃSTWO PROCESOWE I FUNKCJONALNE • ENERGETYKA
- GAZOWNICTWO • PETROCHEMIA • CHEMIA • OZE • WODÓR • ELEKTROMOBILNOŚĆ
- F-GAZY SZWO • DŹWIGI • WÓZKI JEZDNIOWE • SURNICE • ŻURAWIE • RUROCIĄGI
- KOTŁY • INSTALACJE PRZEMYSŁOWE • AUTOMATYKA ZABEZPIECZAJĄCA • SYSTEMY VRS
- DRONY • TECHNIKI BADAWCZE NDT • MOBILNE LABORATORIA • VR ZDALNE INSPEKCJE

