



Alamat Redaksi

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan
Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif (P2STPFRZR)

Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN)

Gedung B Lantai V

Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta 10120

E-mail: p2stpfrzr@bapeten.go.id

Präsidentenwahl 2017



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)

Prosiding

**“The Effective Improvement on Nuclear Regulatory
Activities in the Pandemic Era”
(Conditioned during the Covid-19 Pandemic)**

**Indonesia
4 Agustus 2021**



Prosiding Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)

“Peningkatan Efektivitas Pengawasan Ketenaganukliran di Era Pandemi”
“The Effective Improvement on Nuclear Regulatory Activities in the Pandemic Era”
(Conditioned during the Covid-19 Pandemic)

Indonesia, 4 Agustus 2021

Diselenggarakan oleh
Organized by

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta Pusat 10120
Telp. (62-21)63858269-70, Fax. (62-21)63858275
www.bapeten.go.id

In collaboration with
Bekerja sama dengan

FMIPA, Institut Teknologi Bandung
Gedung Ahmad Bakri, Labtek VIII Lt.1
Jl. Ganesha No. 10 Bandung 40132
<https://fmipa.itb.ac.id>



KATA PENGANTAR

PREFACE

Taruniyati Handayani

Chairman of SKN 2021

Head of P2STPFRZR, BAPETEN

Assalamu'alaikum Warohmatullahi Wabarokaatuh.

Puji syukur kepada Tuhan Yang Maha Esa karena atas rahmat dan kasih sayangNya, Seminar Keselamatan Nuklir (SKN) 2021 dapat terselenggara pada hari Rabu, 4 Agustus 2021. Untuk mendukung upaya pemerintah menekan angka penularan Covid-19, maka SKN 2021 berlangsung di ruang virtual.

SKN 2021 mengambil tema **“Peningkatan Efektivitas Pengawasan Ketenaganukliran di Era Pandemi”**. Dengan tema ini, kami mengharapkan banyak sumbangan ide dan gagasan dari peserta seminar melalui makalah yang disampaikan untuk dapat terus berkreasi dan berinovasi dalam menghadapi tantangan pandemi Covid-19.

SKN 2021 diharapkan dapat menjadi forum ilmiah antara badan pengawas, pengguna atau operator, pakar, dan masyarakat melalui pertukaran informasi, pengetahuan, pengalaman, dan pendapat/opini untuk meningkatkan keselamatan dan keamanan dalam pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia.

SKN 2021 terselenggara sekaligus untuk memperingati Hari Kebangkitan Teknologi Nasional yang telah digagas dan digelorakan sejak tahun 1995. Semangat kebangkitan teknologi melalui kreasi dan inovasi diperlukan untuk mendukung program Pemerintah, *“Making Indonesia 4.0”*.

Selama beberapa tahun terakhir, BAPETEN telah menyelenggarakan SKN bersama dengan pihak akademisi sebagai bagian dari misi BAPETEN untuk menyosialisasikan keselamatan dan keamanan nuklir, utamanya dari sudut pandang pengawasan tenaga nuklir. Tahun ini, SKN terselenggara atas kerja sama hebat antara BAPETEN dan Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Institut Teknologi Bandung (FMIPA-ITB).

Dalam SKN 2021 ini, di samping para penyaji makalah, kami juga mengundang Bapak Menteri Kesehatan sebagai pembicara tamu kehormatan seminar, Bapak Kepala BAPETEN sebagai pembicara

I thank God Almighty that for His blessing, our annual Nuclear Safety Seminar (SKN), namely SKN 2021, will be convened as scheduled this year, on August 4th 2021. To support the government effort to reduce the infection rate of Covid-19, SKN 2021 takes place in a virtual conference room.

This year, we introduce the theme of SKN 2021: **“The Effective Improvement on Nuclear Regulatory Activities in the Pandemic Era”**. With this theme, we look forward to many ideas and solutions from the papers presented. We anticipate the creative and innovative insights from all seminar participants to face the challenges of the Covid-19 pandemic.

SKN 2021 is expected to become a scientific forum among regulatory bodies, users or operators, experts, and the public through exchanging information, knowledge, experiences, and opinions to improve the safety and security of the utilization of nuclear energy in Indonesia.

SKN 2021 is held to commemorate National Technology Awakening Day as well, which was initiated in 1995. The spirit of technological awakening through creation and innovation is needed to support the Government's program, *“Making Indonesia 4.0”*.

Over the past few years, BAPETEN has organized SKN together with academics as part of BAPETEN's mission to disseminate nuclear safety and security, particularly from the regulatory control perspective. This year, SKN has been conducted through the excellent collaboration between BAPETEN and the Faculty of Mathematics and Natural Sciences, Bandung Institute of Technology (FMIPA-ITB).

In this SKN 2021, along with the presenters, we invite the Minister of Health as the guest speaker of the seminar, the Chairman of BAPETEN as the main speaker, Prof. Zaki Su'ud as a keynote speaker from ITB, and Mr. Ronald Pacheco Jimenez as a guest speaker from the IAEA (International Atomic Energy Agency).

utama, Bapak Prof. Zaki Su'ud dari ITB sebagai pembicara kunci, dan Mr. Ronald Pacheco sebagai pembicara tamu dari IAEA (International Atomic Energy Agency).

Tahun ini telah terdaftar 79 makalah, dan berdasarkan hasil revidi oleh Tim Pereviu yang berasal dari ITB, UI, UGM, BATAN, dan BAPETEN, terpilih 65 makalah, dengan 36 makalah disajikan secara oral dan 29 makalah disajikan dalam bentuk presentasi singkat.

Mulai tahun ini, dari seluruh makalah yang telah terpilih, kami mencoba menjaring isu utama yang mengemuka dari permasalahan yang dipilih oleh para pemakalah, berikut rekomendasi teknis yang ditawarkan. BAPETEN dapat memanfaatkan rekomendasi tersebut dalam menyusun strategi dan rencana aksi untuk meningkatkan kinerjanya sebagai badan pengawas.

Terima kasih kami ucapkan kepada seluruh perwakilan dari instansi pemerintah, pejabat dan jajarannya di lingkungan ITB dan BAPETEN, para pembicara, penyaji makalah, dan seluruh peserta pendengar yang telah berpartisipasi dalam SKN 2021. Dan pada akhirnya, kami menyampaikan terima kasih tak hingga kepada seluruh panitia penyelenggara yang telah berupaya semaksimal mungkin untuk menyelesaikan SKN 2021.

Atas nama panitia penyelenggara, kami haturkan permohonan maaf atas segala kekurangan dan ketidaknyamanan dalam penyelenggaraan SKN 2021.

Wassalamualaikum Warohmatullahi Wabarokaatuh.

Jakarta, 2 Agustus 2021

Ketua Panitia

This year, 79 papers have been registered. Based on the results of the review by the review team from ITB, UI, UGM, BATAN, and BAPETEN, 65 papers have been selected, with 36 papers presented on full presentations and 29 papers delivered in the form of short presentations.

This year, we add something new in the SKN. From the selected papers, we have summarized the main issues arising, along with the technical recommendations proposed. BAPETEN may utilize the recommendations for setting up strategies and action plans to improve its performance as a regulator.

We would like to thank all representative officials from government institutions, officials and committees of ITB and BAPETEN, speakers, presenters and non-presenting participants for participating and attending our SKN 2021. At last, we would like to express our deepest gratitude to all the organizing committee for their best effort to make SKN 2021 a success.

On behalf of the organizing committee, we apologize for any shortcomings or inconveniences in the implementation of SKN 2021.

May God bless the commencement of SKN 2021.

Wassalamualaikum Warohmatullahi Wabarokaatuh

Jakarta, 2 August 2021

Chairman of the Committee

RINGKASAN ISU UTAMA DAN REKOMENDASI TEKNIS UNTUK MEMBERIKAN SOLUSI

SUMMARY OF KEY ISSUES AND TECHNICAL RECOMMENDATIONS FOR PROVIDING SOLUTIONS

Dahlia Cakrawati Sinaga

Deputy Chairman for Nuclear Safety, BAPETEN



Dari 65 makalah yang dipresentasikan hari ini, terdapat 7 (tujuh) isu utama yang mengemuka, yaitu:

1. Budaya Pengawasan dan Budaya Kerja;
2. Pengawasan TENORM, NORM, dan MORC (materials out of regulatory control);
3. Pembinaan Laboratorium Dosimetri;
4. Penggunaan Sumber Radiasi Pengion di Bidang Kesehatan;
5. Objek Pengawasan;
6. Pelaksanaan Tugas Utama BAPETEN (peraturan, perizinan, inspeksi); dan
7. Pelayanan Komunikasi Publik dan Kerja Sama

Terhadap ke-7 isu utama tersebut, peserta seminar memberikan rekomendasi teknis yang perlu ditindaklanjuti oleh BAPETEN bersama-sama dengan para pemangku kepentingan (stakeholder) terkait, yaitu:

a. Rekomendasi teknis bagi isu Budaya Pengawasan dan Budaya Kerja:

1. Diperlukan kebijakan khusus untuk dapat memelihara dan mengembangkan budaya pengawasan secara berkelanjutan; dan
2. Pengembangan budaya kerja dari Kemenpan-RB perlu segera diimplementasikan (budaya warisan dan pendatang baru, keduanya bisa saling melengkapi).

b. Rekomendasi teknis bagi isu Pengawasan TENORM, NORM, dan MORC (materials out of regulatory control)

1. BAPETEN perlu menetapkan tingkat referensi (reference level) untuk radon karena sampai saat ini belum ada regulasi untuk penetapan nilai tersebut;
2. BAPETEN perlu membuat pedoman untuk mengatur pengelolaan dan pemanfaatan limbah TENORM;
3. BAPETEN perlu menyusun atau memprakarsai peraturan perundang-undangan dan penguatan infrastruktur pengawasan MORC di Indonesia; dan
4. Aspek pengawasan untuk kegiatan nonpemanfaatan, termasuk keselamatan radiasi berkaitan dengan publik

From the 65 presented papers, there are 7 (seven) main issues that arise, namely:

1. Regulatory Culture and Work Culture;
2. Regulatory of TENORM, NORM, and MORC (materials out of regulatory control);
3. Dosimetry Laboratory Development;
4. Use of Ionizing Radiation Sources in Medical Field;
5. Object of regulatory;
6. Implementation of BAPETEN's core responsibility (regulations, authorization, inspections); and
7. Public Communication Services and Cooperation

Regarding the seven main issues, the seminar participants have provided technical recommendations to be followed up by BAPETEN and the relevant stakeholders, namely:

a. Technical recommendations for the issues of Regulatory Culture and Work Culture:

1. Specific policies are needed to maintain and develop a sustainable regulatory culture; and
2. The development of the work culture of the Ministry of Civil Servant And Bureaucracy Reformation needs to be implemented immediately.

b. Technical recommendations for TENORM, NORM, and MORC (materials out of regulatory control) Regulatory issues

1. BAPETEN needs to set a reference level for radon as no related regulation is established yet;
2. BAPETEN needs to provide guidelines to regulate the management and utilization of TENORM waste;
3. BAPETEN needs to formulate or initiate legislation and regulations for strengthening MORC Regulatory infrastructure in Indonesia; and
4. Regulatory aspects for non-utilization activities, including radiation safety related to the public (certain materials, natural conditions in certain areas) need more attention.

(bahan-bahan material tertentu, kondisi alam di daerah tertentu) perlu menjadi perhatian.

c. Rekomendasi teknis bagi isu Pembinaan Laboratorium Dosimetri

BAPETEN perlu mendorong ketersediaan infrastruktur laboratorium dosimetri untuk pemantauan dosis personel (seperti untuk pemantauan neutron dan lensa mata), dan meningkatkan peran pembinaan untuk menyeragamkan metode kalibrasi dan pengukuran dosis, serta melakukan interkomparasi terhadap laboratorium dosimetri sebagai konsekuensi atas peran BAPETEN dalam penunjukan laboratorium.

d. Rekomendasi teknis bagi isu Penggunaan Sumber Radiasi Penganon di Bidang Kesehatan

1. Diperlukan pengaturan mengenai personel atau individu yang terlibat sebagai sukarelawan dalam penelitian biomedik pada penggunaan sumber radiasi penganon (kedokteran nuklir), misalnya dalam hal penetapan dan implementasi pembatas dosis (dose constraint);
2. Perlu dibuat pedoman atau peraturan sebagai acuan untuk rilis pasien;
3. Penguatan optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi pada paparan medik melalui implementasi DRL (Diagnostic Reference Level) nasional di fasilitas kesehatan perlu diprioritaskan, salah satunya untuk melihat tren pelaksanaan optimisasi proteksi radiasi pasien di RS dan klinik;
4. Audit dosimetri dari kegiatan radioterapi perlu dilaksanakan, misalnya untuk akurasi dosis pasien dan optimisasi proteksi radiasi pasien; dan
5. Perlu dibuat kriteria dan prosedur untuk memperkuat pengawasan implementasi DRL.

e. Rekomendasi teknis bagi isu terkait Objek Pengawasan

1. Pengaturan RPM berdasarkan standar IEC (International Electrotechnical Commission) perlu dikembangkan;
2. Penelitian tentang topaz perlu dilakukan kajian independen dari BAPETEN;
3. Revisi peraturan BAPETEN terkait keselamatan manajemen penuaan reaktor nondaya menjadi suatu hal yang penting dan urgen untuk dilakukan; dan
4. Perlu adanya perhatian terhadap faktor-faktor yang menyebabkan reaktor sering scram.

c. Technical recommendations for Dosimetry Laboratory Development issues

BAPETEN needs to improve the availability of dosimetry laboratory infrastructure for personnel dose monitoring (such as for neutron monitoring and eye dose monitoring) and increase guidance to unify the calibration and dose measurement methods. In addition, BAPETEN needs to conduct intercomparison between the dosimetry laboratories, considering BAPETEN's role in the laboratory appointments.

d. Technical recommendations for the issues of the Use of Ionizing Radiation Sources in Medical Field

1. Regulations are needed for the volunteers in biomedical research using ionizing radiation sources (nuclear medicine), for example, in the research regarding the establishment and the implementation of dose constraints;
2. Establishment of guidelines or regulations as a reference for patient release is needed;
3. Strengthening the optimization of radiation protection and safety on medical exposure through the implementation of the national DRL (Diagnostic Reference Level) in medical facilities needs to be prioritized, as it is one of the means to see trends in the implementation of optimizing radiation protection for patients in hospitals and clinics;
4. Dosimetry audits of radiotherapy activities need to be carried out, for example, for patient dose accuracy and optimization of patient radiation protection; and
5. It is necessary to establish criteria and procedures to strengthen the evaluation of DRL implementation.

e. Technical recommendations for issues related to the object of Regulatory

1. RPM settings based on IEC (International Electrotechnical Commission) standards need to be developed;
2. Research on topaz needs to be conducted independently by BAPETEN;
3. The ammendment of BAPETEN regulations related to the safety of aging management of non-power reactors is important and urgent to do; and
4. It is necessary to perform the analysis of the factors causing the reactor to frequently scram.

f. Rekomendasi teknis bagi isu Pelaksanaan Tugas Utama BAPETEN (peraturan, perizinan, inspeksi)

1. Identifikasi layanan BAPETEN yang memerlukan artificial intelligence untuk semua kegiatan BAPETEN perlu dimulai;
2. Kebijakan tentang kriteria penerimaan/penolakan inspektur safeguards IAEA yang akan ditugaskan ke Indonesia perlu dibuat sebagai bentuk manifestasi kebebasan Indonesia sebagai negara yang berdaulat;
3. BAPETEN perlu membuat strategi khusus dalam pelaksanaan inspeksi, termasuk SOP dan legalitas pelaksanaan inspeksi secara daring di masa Pandemi Covid-19; dan
4. BAPETEN perlu membuat peta jalan (roadmap) kajian terkait keadaan darurat bidang FRZR, perkembangan teknologi di bidang medik, industri, serta litbang.

g. Rekomendasi teknis bagi isu Pelayanan Komunikasi Publik dan Kerja Sama

1. Diperlukan SOP untuk pelayanan komunikasi publik dalam keadaan darurat;
2. Perlu dilakukan peningkatan pola komunikasi publik dalam hal teknis pengawasan ketenaganukliran
3. Peran dan keterlibatan stakeholder eksternal (universitas, organisasi profesi, institusi, K/L) perlu ditingkatkan untuk memberikan dukungan pada pengawasan ketenaganukliran;
4. Koordinasi tingkat tinggi antara Kepala BAPETEN dan Kepala BNPB (Badan Nasional Penanggulangan Bencana) perlu diinisiasi, yang mencakup:
 - a. koordinasi dengan kementerian dan lembaga yang telah diidentifikasi dalam OTDNN (Organisasi Tanggap Darurat Nasional); dan
 - b. integrasi dan sinkronisasi OTDNN ke dalam struktur komando BNPB, menggunakan pendekatan all-hazard yang terintegrasi sesuai dengan struktur komando BNPB.

Jakarta, 4 Agustus 2021

Deputi Bidang Pengkajian Keselamatan Nuklir,
BAPETEN,

Dahlia Cakrawati Sinaga

f. Technical recommendations for the issues of Implementation of BAPETEN's core responsibility (regulations, authorization, and inspections)

1. Identification of BAPETEN services that require artificial intelligence for all BAPETEN activities needs to be initiated;
2. The formulation of policy regarding the acceptance/rejection criteria of the IAEA safeguards inspector assigned to Indonesia needs to be made as a form of manifestation of Indonesia's freedom as a sovereign country;
3. BAPETEN needs to make a specific strategy in conducting inspections, including SOPs and the legality of conducting online inspections during the Covid-19 Pandemic; and
4. BAPETEN needs to develop a roadmap for regulatory assessment related to the emergency situation in radiation safety and technological developments in the medical, industrial, and R&D fields.

g. Technical recommendations for the issues of Public Communication Services and Cooperation

1. SOPs are required for public communication services in an emergency;
2. It is necessary to improve the code of conduct of public communication in terms of technical aspects on regulatory of nuclear energy;
3. The role and involvement of external stakeholders (universities, professional organizations, institutions, ministries/agencies) needs to be optimized to provide support for nuclear regulatory activities;
4. High-level coordination between the Chairman of BAPETEN and the Chairman of BNPB (National Disaster Management Agency) needs to be initiated, which includes:
 - a. coordination with ministries and agencies that have been identified in the OTDNN (National Emergency Response Organization); and
 - b. integration and synchronization of OTDNN into the BNPB command structure, using an integrated all-hazards approach in accordance with the BNPB command structure.

Jakarta, 4 August 2021

Deputy Chairman for Nuclear Safety, BAPETEN,

Dahlia Cakrawati Sinaga

**PEREVIU
REVIEWER**

| | | |
|-----|---|---------|
| 1. | Dr. Ir. Khoirul Huda, M.Eng. | BAPETEN |
| 2. | Dr. Yus Rusdian Akhmad, M.Eng. | BAPETEN |
| 3. | Dr. Azizul Khakim, S.T., M.Eng. | BAPETEN |
| 4. | Drs. Reno Alamsyah, M.S. | BAPETEN |
| 5. | Ishak, M.Si. | BAPETEN |
| 6. | Prof. Abdul Waris, M.Eng., Ph.D. | ITB |
| 7. | Dr. Eng. Sidik Permana, M.Eng. | ITB |
| 8. | Dr. Asril Pramutadi Andi Mustari, M.Si. | ITB |
| 9. | Dr.-Ing. Ir. Sihana | UGM |
| 10. | Dr. Ir. Alexander Agung, S.T., M.Sc. | UGM |
| 11. | Supriyanto Ardjo Pawiro, M.Si., Ph.D. | UI |
| 12. | Prof. Dr. Mukh Syaifudin | BATAN |
| 13. | Dr. rer. Biol. Hum. Heru Prasetyo | BATAN |
| 14. | Dr. Dadong Iskandar | BATAN |

DAFTAR ISI

| | |
|---|------|
| Kata Pengantar | iii |
| Ringkasan Isu Utama dan Rekomendasi Teknis untuk Memberikan Solusi..... | v |
| Pereviu | viii |
| Daftar Isi..... | ix |

SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR 2021 MAKALAH PRESENTASI LENGKAP

| | |
|--|-----------|
| Kajian Indikator Kinerja Keselamatan pada Area Keselamatan Reaktor di Reaktor RSG-GAS Tahun 2015-2020 | 3 |
| <i>Jaja Sukmana dan Fibra Rhoma Firmanda</i> | |
| Kajian Identifikasi Organisasi Dukungan Teknis dalam Program Pembangunan Pengoperasian PLTN di Indonesia | 11 |
| <i>Arifin M. Susanto, Khoirul Huda, Nur Siwhan, dan Akhmad Muktaf Haifani</i> | |
| Usulan Pengaturan Komunikasi Publik dalam Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir | 21 |
| <i>Fery Putrawan Cusmanri</i> | |
| Evaluasi Tingkat Kepuasan Pengguna Balis Sukses 1.5 dengan Menggunakan Metode End User Computing Satisfaction (EUCS) | 27 |
| <i>Deddy Rusdiana dan Rini Suryanti</i> | |
| Development of Nuclear Cybersecurity Culture for Nuclear Installation Personnel | 34 |
| <i>Nanang Triagung Edi Hermawan</i> | |
| Evaluasi Ketidakpastian Dosimetri Radioterapi Conformal Tiga Dimensi dan Intensity Modulated Radiation Therapy pada Beberapa Pusat Radioterapi: Studi Pendahuluan | 41 |
| <i>Grace Esterina dan S.A. Pawiro</i> | |
| Tinjauan Literatur terhadap Aspek Teknis dan Radiologis Penggunaan Kembali Terak Timah 2 yang Mengandung TENORM sebagai Bahan Paving Block | 47 |
| <i>Hermawan Puji Yuwana</i> | |
| Tantangan Komunikasi oleh Humas Bapeten dalam Mempublikasikan Pengawasan Nuklir di Indonesia | 53 |
| <i>Octha Riau Septiany</i> | |
| Urgensi Pengaturan Keselamatan Radiasi terhadap Paparan Medik dalam Penelitian Kesehatan (Biomedik)..... | 57 |
| <i>Titik Kartika</i> | |
| Analisis Zona Radiasi di Balai Operasi Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy..... | 64 |
| <i>Anis Rohanda, Abdul Waris, dan Nugraha Lubur</i> | |

| | |
|--|-----------|
| Tinjauan Awal Peran Kecerdasan Buatan dalam Pengambilan Data Teknis di Fasilitas pada Era Pandemi COVID-19..... | 71 |
| <i>Zulfahmi, Endang Kunarsih, dan Rusmanto</i> | |

SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR 2021 MAKALAH PRESENTASI SINGKAT

| | |
|--|------------|
| Urgensi Sertifikasi Profesi Nuklir di Indonesia untuk Kebutuhan Dukungan Teknis | 78 |
| <i>Arifin M. Susanto, Khoirul Huda, Nur Siwhan, dan Azizul Khakim</i> | |
| Pemanfaatan Media Sosial oleh Humas Bapeten dalam Mengkomunikasikan Pengawasan Nuklir di Indonesia di Era Pandemi Covid-19 Tahun 2020..... | 86 |
| <i>Retno Agustyah</i> | |
| Pembelajaran dari Proses Evaluasi dan Penilaian Dokumen Perpanjangan Izin Operasi Reaktor Nondaya terhadap Usulan Amandemen Peraturan Terkait Manajemen Penuaan | 92 |
| <i>Rahmat Edhi Harianto dan Budi Rohman</i> | |
| Pengaruh Iradiasi Target Topaz dengan Pengarah dan Kapsul Boron Karbida terhadap Faktor Puncak Daya Teras Reaktor RSG-GAS | 99 |
| <i>Abdul Aziz Rohman Hakim dan Mochamad Imron</i> | |
| Komparasi Metode Amonium Fosfomolibdat (AMP) dan Metoda Kalium Ferosianida ($K_4Fe(CN)_6$) pada Analisis ^{137}Cs dalam Sampel Air Hujan..... | 105 |
| <i>Leli Nirwani, Brilian Retna Amamuhti, M. Agung Zaim Adzkiya dan Radhia Pradana</i> | |
| Preliminary Assessment of Stress Analysis and Structural Integrity Evaluations of POT in Molten Salt Reactor | 111 |
| <i>Dedi Hermawan</i> | |
| Risiko Paparan Ozon di Ruang LINAC Mode Elektron dan Upaya Meminimasinya: Tinjauan Teoritis..... | 116 |
| <i>Lia Wilda Izzati, M. Agus Firmansyah, dan Bunawas</i> | |
| Analisis Arah dan Kecepatan Angin pada Stasiun Pemantauan Cuaca Kawasan Nuklir Serpong | 122 |
| <i>Arif Yuniarto</i> | |
| Kajian Dosis Efektif Pekerja Radiasi Radiologi Diagnostik dan Intervensional Rumah Sakit di Indonesia Tahun 2017 sampai dengan 2020..... | 129 |
| <i>Rini Anggraeni, Irma D. Rahayu, dan Eagnes Ekaranti</i> | |
| Enhancing Organization Culture of Regulatory Body through BAPETEN-235 Scheme..... | 133 |
| <i>Reno Alamsyah, Dedi Hermawan, Pandu Dewanto, Zulfiandri, and Agus Yudhi Pristianto</i> | |
| Review Desain Thorium Molten Salt Reactor 500 (TMSR-500) | 140 |
| <i>Agus Waluyo dan Azizul Khakim</i> | |

| | |
|--|-----|
| Radiological Assessment and Indoor Radon-Thoron Mapping of Residential Houses in Java Island of Indonesia | 146 |
| <i>Wahyudi, Dadong Iskandar, Kusdiana, and Muji Wiyono</i> | |
| Pengukuran Paparan Radiasi Hambur di Instalasi Gawat Darurat Covid-19 RSUD Bendan Pekalongan sebagai Upaya Proteksi Radiasi | 151 |
| <i>Nurul Firdausi Nuzula dan Khoirul Akhadin</i> | |
| Image Enhancement Citra Radiografi Sinar-X Digital Short Pin PWR Berbahan Bakar UO₂ Alam Pra-Iradiasi | 155 |
| <i>Rohmad Sigit, Refa Artika, Erwan Hermawan, Maman Kartaman Ajiriyanto, dan Tri Yulianto</i> | |
| Review of Core Damage Frequency (CDF) for Nuclear Power Plants in the World | 159 |
| <i>Arif Isnaeni</i> | |
| Pengendalian Risiko pada Ujian Sertifikasi Personil Radiografi secara Tatap Muka di Era Pandemi COVID-19 | 165 |
| <i>Ratih Luhuring Tyas, Yulaida Maya Sari, Farah Nurfuadia, dan Alfitri Meliana</i> | |
| Neutronic Analysis of Core Shape and H/D Ratio in Small Molten Salt Fast Reactor 20-50 MWth | 170 |
| <i>Dini Suci Lestari, Cici Wulandari, Abdul Waris, and Sidik Permana</i> | |
| Kajian Perbandingan SNI IEC 62244:2016 terhadap IEC 62244:2019 tentang Portal Monitor Radiasi untuk Deteksi Bahan Nuklir dan Radioaktif | 174 |
| <i>Ika Wahyu Setya Andani, Ratih Luhuring Tyas, Moch. Ari Rahmadani, dan Desi Listianti</i> | |
| Studi Perbandingan DS 520 IAEA dengan Peraturan Badan No. 6 Tahun 2019 | 178 |
| <i>Nur Siwhan dan Anri Amaldi Ridwan</i> | |
| Urgensi Revisi Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 Tahun 2008 Tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Nondaya | 183 |
| <i>Suci Prihastuti dan Nur Syamsi Syam</i> | |



Seminar Keselamatan Nuklir 2021

Makalah Presentasi Lengkap



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Kajian Indikator Kinerja Keselamatan pada Area Keselamatan Reaktor di Reaktor RSG-GAS Tahun 2015-2020

Jaja Sukmana¹ dan Fibra Rhoma Firmanda²

¹Pusat Reaktor Serba Guna, BATAN, Tangerang Selatan

²Pusat pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN, Jakarta

jsukmana@batan.go.id

ABSTRAK

Indikator Kinerja Keselamatan (SPI) reaktor nuklir pada era ini penting untuk dapat diketahui oleh pihak lain. Dengan mengacu pada IAEA-TECDOC1141 dan penerapan SPI di reaktor daya lainnya maka kajian dan penilaian dari SPI di reaktor RSG-GAS akan dapat diperlihatkan. Model indikator untuk kajian ini difokuskan pada area keselamatan reaktor yang meliputi; indikator keselamatan operasi, keselamatan sistem, dan lapisan pertahanan. Tujuan penyusunan makalah ini adalah untuk mengkaji dan menilai kinerja keselamatan reaktor RSG-GAS pada SPI area keselamatan reaktor berdasar data 6 tahun terakhir. Metode yang digunakan yaitu deskripsi analitik terhadap data SPI RSG-GAS melalui argumen tren pada distribusi statistik, serta memberikan verifikasi penilaian dengan model SPI metode scoring. Penilaian SPI reaktor riset saat ini masih mengacu kepada SPI konvensional yang diterapkan untuk reaktor daya yang terdiri dari 13 indikator strategis. Instalasi reaktor RSG-GAS, reaktor Triga 2000, dan reaktor Kartini di Indonesia mengirimkan laporan berdasar versi tersebut kepada BAPETEN setiap tahun. Beberapa instalasi reaktor daya, saat ini sudah menerapkan SPI metode scoring. Dari kajian dengan data laporan selama tahun 2015 s/d tahun 2020, penerapan indikator keselamatan masih memerlukan pendefinisian dan penyesuaian terhadap kriteria reaktor dan sistem, struktur, & komponen reaktor. SSK pada kategori indikator safety system dan multiple barrier (SPI scoring) dari reaktor RSG-GAS belum terdata. Hasil penilaian SPI reaktor RSG-GAS pada indikator Operations dan indikator Maintenance menunjukkan kecenderungan operasi lancar dan aman dengan gangguan operasi yang menurun serta rencana pemeliharaan SSK yang teratur. Sedangkan dengan metode SPI scoring pada area keselamatan reaktor, tingkat keselamatan dalam pengoperasian reaktor RSG-GAS berada pada grade Excellent. Kondisi keselamatan dan keamanan instalasi reaktor dapat mudah dipahami publik apabila diterapkan dengan SPI metode scoring.

Kata Kunci: Indikator Kinerja Keselamatan, Reaktor, *Excellent*.

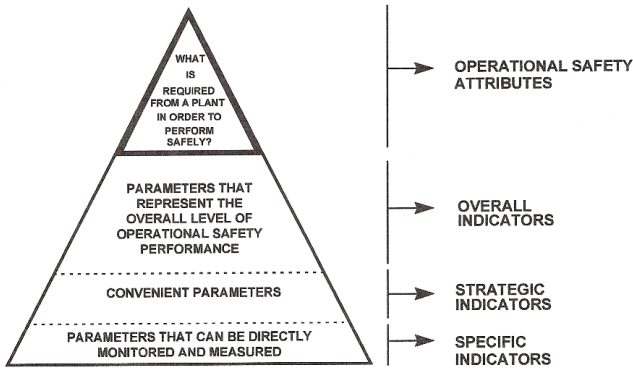
[Full Presentation](#)

1 Pendahuluan

Indikator Kinerja Keselamatan (SPI = *Safety Performance Indicator*) merupakan atribut indikator kinerja keselamatan operasional reaktor daya sebagai acuan dari IAEA yang dapat dikembangkan dan diterapkan juga dengan penyesuaian pada reaktor riset/nondaya. Tujuan penerapan SPI di reaktor riset, diantaranya, yaitu: menjaga kemungkinan frekuensi kejadian penyebab kecelakaan reaktor nuklir tetap rendah, menghindari paparan radiasi signifikan dari reaktor, menghindari peningkatan jumlah pelepasan bahan radioaktif melebihi batas ketentuan keselamatan, manajemen keselamatan yang efektif dan efisien, serta penguatan untuk manajemen operasi dan utilisasi yang lebih baik yang aman dan selamat [1,2]. Sedangkan anjuran pelaporan terkait SPI kepada Badan pengawas mengacu pada standar keselamatan yang disyaratkan oleh IAEA [3]. Efektivitas manajemen instalasi dalam mempromosikan penggunaan indikator keselamatan sebagai alat untuk peningkatan kinerja sangat penting untuk keberhasilan program pemantauan kinerja keselamatan operasional.

Di Indonesia terdapat tiga instalasi reaktor yang termasuk pada jenis reaktor riset, yaitu reaktor Triga Mark II dengan daya 2000 kW di Bandung, reaktor Kartini dengan

SKN 2021



Gambar 1. Struktur hierarki pendekatan pemantauan parameter SPI [1]

daya 100 kW di Yogyakarta, dan reaktor RSG-GAS dengan daya 30 MW di Serpong, Tangerang Selatan. Ketiganya sudah menerapkan dan menyampaikan laporan SPI secara rutin oleh local coordinator masing-masing instalasi kepada national coordinator-BAPETEN.

Dengan menggunakan atribut keselamatan operasional sebagai titik awal pengembangan indikator, maka serangkaian indikator kinerja keselamatan operasional dapat diidentifikasi. Misalnya dari kinerja pada efisiensi periode tertentu sistem pembuangan panas peluruhan reaktor RSG-GAS mendapat rekomendasi untuk direvitalisasi [4]. Struktur SPI terdiri dari indikator utama, indikator strategis, hingga indikator spesifik seperti ditunjukkan pada Gambar 1. Indikator utama diharapkan dapat memberikan evaluasi keseluruhan dari aspek kinerja keselamatan yang relevan. Indikator strategis dimaksudkan untuk menjembatani dari indikator utama ke indikator spesifik. Sedangkan indikator spesifik mewakili ukuran kinerja yang dapat diverifikasi. Indikator spesifik dipilih karena kemampuannya untuk mengidentifikasi tren kinerja yang menurun sehingga setelah penyelidikan yang

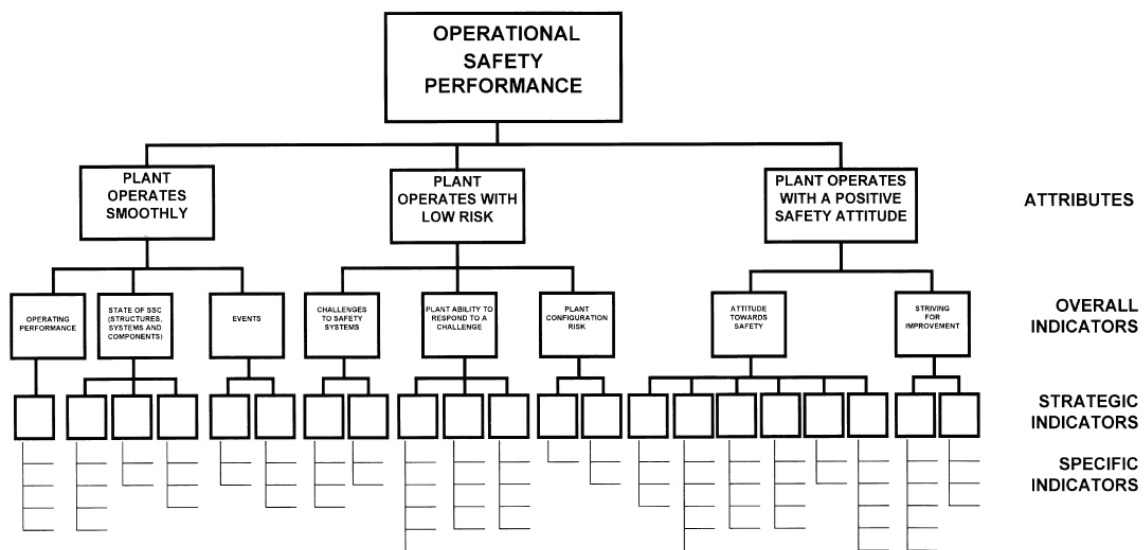
tepat, manajemen dapat mengambil tindakan korektif untuk mencegah penurunan kinerja lebih lanjut.

Pada dokumen TECDOC-1141 IAEA, SPI terdiri dari 3 atribut, 8 indikator utama, 21 indikator strategis, dan 70 indikator spesifik seperti yang ditunjukkan pada Gambar 2.

Sampai dengan tahun 2020, National-Local Coordinator sepakat menerapkan dan menyesuaikan SPI dengan 13 indikator strategis, yaitu Regulatory supervision, Management, Operation, Operating personnel, Maintenance, Safety documentation, Emergency preparedness, Radiation protection, Radioactive releases, Spent fuel management, Radioactive waste management, Extended shutdown, dan Ageing management. Format laporan tersebut untuk saat ini telah memperlihatkan indikator/atribut berbasis risiko dan budaya keselamatan yang meliputi data: nominal/jumlah, nilai-satuan, prosentase, dan uraian/keterangan. Namun demikian, kriteria penilaian terhadap kondisi kinerja yang dikategorikan baik atau tidak baik berdasar pada nilai batasan tertentu belum terdefinisi. Tinjauan kondisi kinerja hanya bisa ditunjukkan kalau data dibandingkan dengan data SPI sebelumnya secara kontinyu.

Seiring perkembangan dan tujuan penerapan SPI untuk dapat memberikan penjelasan kondisi keamanan dan keselamatan pengoperasian reaktor yang relevan, format SPI dapat saja direvisi. Di beberapa reaktor daya telah diterapkan yang disebut SPI metode scoring dengan menampilkan kode warna. SPI metode scoring yang diterapkan KINS-Korea mengevaluasi kinerja keselamatan dari reaktor nuklir menggunakan 2 area, 5 indikator strategis, dan 15 indikator spesifik, seperti ditunjukkan pada Tabel 1. Hasil penilaian indikator kinerja spesifik ditampilkan dalam 5 grade penilaian, yaitu excellent, good, normal, warning, no data atau dengan warna green, cyan, yellow, orange [5], dan grey [6]; untuk pemahaman publik, seperti yang ditunjukkan pada Gambar 3.

Tujuan penyajian makalah ini adalah untuk menunjukkan metode penilaian SPI menggunakan metode dengan format konvensional dan metode scoring warna. Namun demikian, lingkup kajian parameter data SPI akan dibatasi pada satu



Gambar 2. Kerangka indikator kinerja keselamatan operasional [1]

Tabel 1: SPI yang digunakan KINS-Korea

| Area | Category [Strategic Indicator] | Specific Performance Indicator | Code |
|-------------------------|--------------------------------|---|------------------|
| Reactor Safety | Operational Safety | Unplanned reactor scram | URS |
| | | Unplanned power reduction | UPR |
| | | Unplanned reactor scram with complication | USwC |
| | Safety System | SI System unavailability | SI |
| | | EDG System unavailability | EDG |
| | | AFW System unavailability | AFWS |
| | | RHR System unavailability | RHR |
| | | CW System unavailability | CW |
| | | Safety system functional failures | SSFF |
| | | Multiple Barrier | Fuel reliability |
| Reactor coolant leakage | RCL | | |
| Containment reliability | CR | | |
| Emergency preparedness | EP | | |
| Radiation Safety | On-site Rad. Safety | Radiation collective dose | RCD |
| | Off-site Rad. Safety | Public dose /environmental radiation | PD/ER |

| | | | | |
|------------------|-------------|---------------|----------------|----------------|
| Excellent | Good | Normal | Warning | No Data |
| G | C | Y | O | D |

Keterangan/definisi:

- Excellent** : tingkat keselamatan sangat baik
- Good** : tingkat keselamatan sudah cukup
- Normal** : tingkat keselamatan berada dalam normal
- Warning** : tingkat keselamatan di bawah normal, tetapi secara teknis masih aman
- No Data** : belum ada data

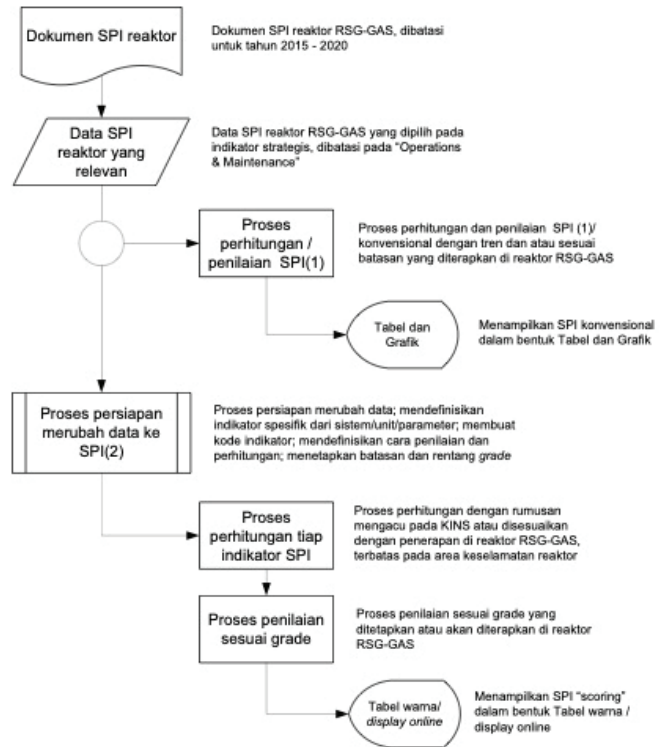
Gambar 3. Kode warna pada penilaian/grade SPIscoring

area kinerja, yaitu area Keselamatan Reaktor. SPI metode sistem *scoring* diharapkan dapat diterapkan di masa depan baik oleh instalasi reaktor di BATAN ataupun secara keseluruhan oleh BAPETEN.

2 Metodologi

Metode yang digunakan yaitu deskripsi analitik terhadap data SPI reaktor RSG-GAS dengan lingkup data tahun 2015 s/d tahun 2020 melalui tren pada distribusi data statistik, kemudian mengubah ke dalam bentuk penilaian dengan metode konvensional dan *scoring*. Secara umum dapat ditunjukkan pada diagram alir metodologi, Gambar 4.

Dari Gambar 4 tersebut metode penilaian SPI(1)-konvensional dapat diselesaikan terlebih dahulu dan SPI(2)-sistem *scoring* dengan proses dan keterangan di sampingnya atau sesuai penjelasan pada bagian Pendahuluan dapat ditentukan dengan menerapkan formula penilaian untuk masing-masing indikator kinerja.



Gambar 4. Diagram alir metodologi kajian SPI reaktor RSG-GAS

Berikut ini contoh formula perhitungan dan tetapan *grade*/penilaian yang diacu dari KINS untuk area keselamatan reaktor [5].

- Operational Safety Category
 - URS

$$URS = \frac{\text{No.of reactor scram} \times \text{Possible critical hr}}{\text{Actual critical hr}} \quad (1)$$

| Grade | Boundary Value |
|-----------|--------------------------|
| Excellent | Evaluated Value < 3 |
| Good | 3 ≤ Evaluated Value < 8 |
| Normal | 8 ≤ Evaluated Value < 20 |
| Warning | 20 ≤ Evaluated Value |

Formula URS digunakan untuk menentukan nominal nilai kejadian (frekuensi) scram reaktor dalam 1 tahun ataupun 1 siklus operasi dengan *Grade* dan *Boundary Value* seperti di atas. Scram tersebut yaitu otomatis oleh SPR dan atau operator reaktor.

- UPR

$$UPR = \frac{\text{No.of power reduction} > 30\% \times \text{Possible critical hr}}{\text{Actual critical hr}} \quad (2)$$

| Grade | Boundary Value |
|-----------|---------------------------|
| Excellent | Evaluated Value < 6 |
| Good | 6 ≤ Evaluated Value < 12 |
| Normal | 12 ≤ Evaluated Value < 20 |
| Warning | 20 ≤ Evaluated Value |

Formula UPR digunakan untuk menentukan nominal nilai kejadian (frekuensi) penurunan daya reaktor dalam 1 tahun ataupun 1 siklus operasi dengan *Grade* dan *Boundary Value* seperti di atas. Hal tersebut tidak termasuk yang direncanakan dan karena kejadian eksternal seperti angin Topan.

c. USwC

$$USwC = \text{No. of unplanned reactor scram with complication} \quad (3)$$

| Grade | Boundary Value | |
|-----------|----------------------|------|
| Excellent | Evaluated Value | ≤ 3 |
| Good | 3 < Evaluated Value | ≤ 10 |
| Normal | 10 < Evaluated Value | ≤ 20 |
| Warning | 20 < Evaluated Value | |

Formula USwC digunakan untuk menentukan nominal nilai kejadian (frekuensi) scram reaktor dalam 1 tahun ataupun 1 siklus operasi dengan *Grade* dan *Boundary Value* seperti di atas. Scram tersebut yaitu termasuk yang sudah diperhitungkan pada URS tetapi pada kondisi komplikasi.

2. Safety System Category

a. CW

$$CW = \frac{(Planned + Unplanned)Unavailable\ hr}{Hr\ system\ required} \times \frac{Fault\ exposure\ unavailable\ hr}{No.\ of\ trains} \quad (4)$$

| Grade | Boundary Value | |
|-----------|-------------------------|---------|
| Excellent | Evaluated Value | < 0.015 |
| Good | 0.015 ≤ Evaluated Value | < 0.05 |
| Normal | 0.05 ≤ Evaluated Value | < 0.1 |
| Warning | 0.1 ≤ Evaluated Value | |

Formula CW digunakan untuk menentukan nilai ketidakterersediaan sistem pendinginan reaktor dalam 1 tahun ataupun 1 siklus operasi dengan *Grade* dan *Boundary Value* seperti di atas.

b. SSFF

$$SSFF = \text{No. of safety system function failures} \quad (5)$$

| Grade | Boundary Value | |
|-----------|---------------------|------|
| Excellent | Evaluated Value | ≤ 2 |
| Good | 2 < Evaluated Value | ≤ 5 |
| Normal | 5 < Evaluated Value | ≤ 7 |
| Warning | 7 < Evaluated Value | ≤ 10 |

Formula SSFF digunakan untuk menentukan nilai ketidakterersediaan atau kegagalan sistem keselamatan reaktor dalam 1 tahun ataupun 1 siklus operasi dengan *Grade* dan *Boundary Value* seperti di atas.

3. Multiple Barrier

$$EP = \text{Achievements in emergency exercise} + \text{Training of emergency personnel} + \text{Emergency facilities} + \text{Response capability for emergency} \quad (6)$$

| Grade | Boundary Value | |
|-----------|-----------------------|-------|
| Excellent | 90% ≤ Evaluated Value | |
| Good | 80% ≤ Evaluated Value | < 90% |
| Normal | 60% ≤ Evaluated Value | < 80% |
| Warning | Evaluated Value | < 60% |

Formula EP digunakan untuk menentukan prosentase penilaian dari kegiatan kombinasi latihan kesiapsiagaan kedaruratan nuklir di reaktor dalam 1 tahun yang direncanakan dan dievaluasi sesuai tingkat kepatuhan program atau SOP dengan *Grade* dan *Boundary Value* seperti di atas.

Berikut rangkuman nilai *grade Excellent* pada indikator SPI sistem *scoring* secara umum, yang ditunjukkan pada **Tabel 2**.

3 Hasil dan Pembahasan

3.1 SPI RSG versi lama (konvensional)

Dari data dokumen laporan hasil kajian (LHK) terkait SPI reaktor di Indonesia dari BAPETEN [7] dan laporan SPI *local coordinator* reaktor RSG-GAS [8], yang dicuplik dari tahun 2015 s/d tahun 2020, **Tabel 3** menyajikan hasil kajian pada indikator *operations* dan *maintenance*.

Dari **Tabel 3** terlihat bahwa scram reaktor RSG dikategorikan pada 3 kelompok penyebab yaitu scram manual oleh tindakan operator, scram yang terantisipasi oleh sistem proteksi reaktor (SPR), dan scram karena kegiatan eksperimen atau penyebab dari eksternal. Sedangkan yang keempat yaitu kejadian penurunan daya untuk tindakan keselamatan. Gangguan operasi yang terjadi terbanyak pada tahun 2015. Penyebab *scram due to reactor protective system action*, yaitu karena kegagalan sistem instrumentasi dan kendali serta pengaruh gangguan dari sampel iradiasi di teras reaktor. Kedua kondisi tersebut secara otomatis memicu *Reactor Protection System RPS* untuk menginstruksikan scram reaktor [9,10]. Dari nilai STD terlihat bahwa *scram* yang terantisipasi SPR mempunyai rentang 9,09 kali, menunjukkan kejadian tersebut masih fluktuatif. Dan scram karena tindakan/termasuk kesalahan operator memiliki STD 0,98, menunjukkan kecenderungan kejadian yang tidak fluktuatif.

Sedangkan dari grafik pada **Gambar 5**, secara umum jumlah scram cenderung turun, yang berarti jumlah gangguan operasi semakin berkurang. Kejadian scram yang paling jarang, dapat berarti operasi yang paling lancar yaitu pada tahun 2018. Kejadian scram yang fluktuatif terlihat pada batang berwarna oranye (*due to reactor protective system action*) dan pada batang berwarna abu-abu (*due to*

Tabel 2: Nilai batasan *grade Excellent* dari masing-masing SPI pada indikator keselamatan reaktor

| Kode | Margin Excellent | Kode | Margin Excellent |
|------|------------------|-------|----------------------|
| URS | < 3 | CW | < 0.015 |
| UPR | < 6 | SSFF | ≤ 2* |
| USwC | ≤ 3* | FR | < 50% of limit value |
| SI | < 0.015 | RCL | < 50% of limit value |
| EDG | < 0.025 | CR | ≥ 90% |
| AFWS | < 0.015 | EP | ≥ 90% |
| RHR | < 0.015 | RCD | < 1 manSv |
| | | PD/ER | < 62,5 μSv |

*) Untuk di reaktor RSG-GAS (khusus pada kajian ini)

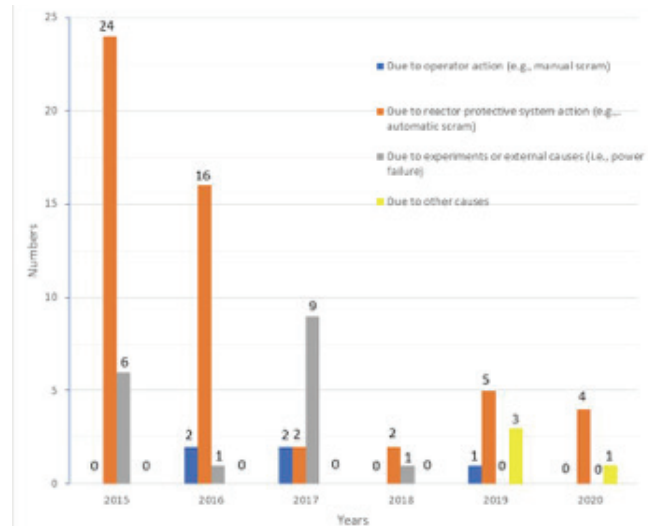
Tabel 3: SPI reaktor RSG-GAS pada indikator spesifik *Operation-Number of unplanned shutdowns*

| Number of unplanned shutdowns | 2015 | 2016 | 2017 | 2018 | 2019 | 2020 | STD |
|---|------|------|------|------|------|------|------|
| Due to operator action (e.g., manual scram) | 0 | 2 | 2 | 0 | 1 | 0 | 0,98 |
| Due to reactor protective system action (e.g., automatic scram) | 24 | 16 | 2 | 2 | 5 | 4 | 9,09 |
| Due to experiments or external causes (i.e., power failure) | 6 | 1 | 9 | 1 | 0 | 0 | 3,76 |
| Due to other causes | 0 | 0 | 0 | 0 | 3 | 1 | 1,21 |
| Jumlah | 30 | 19 | 13 | 3 | 9 | 5 | |

Ket: STD = Simpangan baku

experiments or external causes). Hal yang masih perlu untuk divalidasi dari kondisi fluktuasi tersebut diantaranya yaitu input data pada laporan. Pelajaran yang dapat dipetik dari data ini bahwa identifikasi penyebab scram harus dapat didefinisikan sesuai kategori yang relevan.

Berdasar **Tabel 4** dan grafik pada **Gambar 6**, bahwa secara umum rentang kegiatan pemeliharaan sistem reaktor sangat variatif (lebar) yaitu pada kegiatan rencana pengujian rutin (STD=90,00), kegiatan rencana *in-service inspection* pada SSK yang penting untuk keselamatan (STD=50,17), dan kegiatan rencana pemeliharaan (STD=58,23). Tetapi cukup stabil dengan rentang STD kecil yaitu untuk jumlah kegagalan pada pengujian dan inspeksi, jumlah pemeliharaan “terbuka” periode 3 bulanan, dan jumlah pemeliharaan yang tidak direncanakan (perbaikan yang penting). Secara umum terlihat bahwa rencana pemeliharaan (perawatan, pengujian, dan *in-service inspection*) untuk SSK di reaktor RSG-GAS sudah menyeluruh dan teratur. Terdapat jumlah (nominal) rencana kegiatan yang memberikan perbedaan cukup besar dari data lainnya, yaitu pada kegiatan rencana pengujian rutin tahun 2015 sebanyak 405 kali, kegiatan rencana *in-service inspection* pada SSK yang penting untuk keselamatan tahun 2018 sebanyak 127 kali. Sehingga untuk penyusunan SPI terkait indikator *Maintenance* ini juga diperlukan validasi (definisi spesifik) terhadap input data. Dan pelajaran yang dapat dipetik dari rentang STD yang lebar ini bahwa identifikasi kriteria perawatan, pengujian, dan *in-service inspection*, serta SSK yang



Gambar 5. Grafik SPI reaktor RSG-GAS pada indikator spesifik *Operation-Number of unplanned shutdowns*

penting untuk keselamatan harus dapat didefinisikan sesuai kategori yang relevan.

3.2 2. SPI RSG metode scoring

Berikut pendefinisian dan penyesuaian kode SPI reaktor daya dari KINS terhadap reaktor RSG-GAS pada area keselamatan reaktor, pada **Tabel 5**.

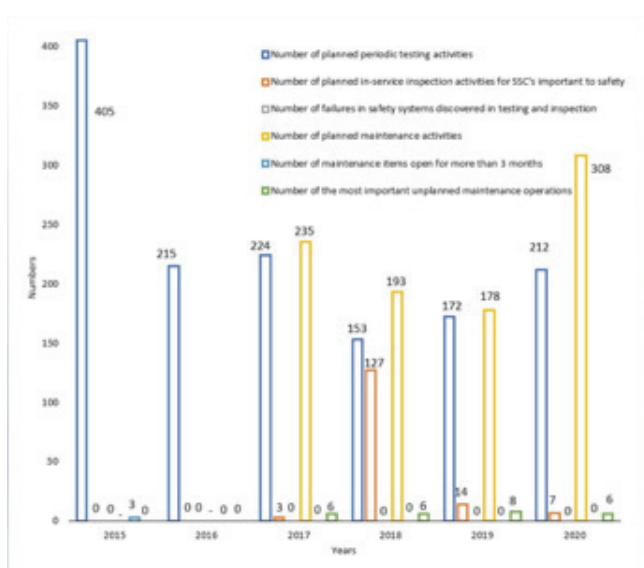
Berdasar **Tabel 5**, terdapat beberapa rencana penyesuaian kode indikator. Kode indikator SI, di RSG tidak ada tetapi untuk pemantauan kinerja dengan fungsi serupa dapat digantikan dengan ketersediaan sistem pendingin teras darurat sehingga kodenya menjadi SPTD. Indikator EDG di reaktor daya serupa dengan BRV, AFWS serupa fungsinya dengan GCA, RHR sama fungsinya dengan JNA, CW sama pengertiannya dengan JE-01, SSFF disamakan fungsinya dengan RPS, RCL sama halnya untuk kondisi JAA01 dan JE-01, CR sama fungsinya dengan sistem ventilasi terutama untuk daerah radiasi menengah KLA. Pendefinisian indikator di RSG dengan lebih spesifik akan dievaluasi lebih lanjut, tetapi pada kajian ini, kode pada **Tabel 5** tersebut yang digunakan.

Untuk melakukan penilaian, maka dilakukan perhitungan dengan menggunakan formula nomor 1 s.d nomor 6 yang sesuai. Ada penyesuaian data pada indikator *operational safety*, yaitu indikator URS terdiri dari gabungan scram karena operator dan scram terantisipasi SPR. Dari perhitungan tersebut maka data indikator SPI metode *scoring* dapat ditunjukkan pada **Tabel 6**.

Berdasar pada **Tabel 6**, indikator pada *operational safety* semuanya dapat dinilai, sedangkan pada indikator *safety system*; baru CW dan RPS yang dapat dinilai. Dan pada indikator *multiple barrier*; baru EP yang dapat dinilai. CW sebagai indikator yang menyatakan ketidaktersediaan sistem pendingin, maka asumsinya reaktor RSG masih aktif beroperasi sehingga sistem pendingin dipastikan tersedia dan berfungsi. SSFF sebagai indikator yang menyatakan adanya kegagalan sistem keselamatan (RPS), maka pada SPI terdapat

Tabel 4: SPI reaktor RSG-GAS pada indikator spesifik *Maintenance*

| <i>Maintenance</i> | 2015 | 2016 | 2017 | 2018 | 2019 | 2020 | STD |
|--|------|------|------|------|------|------|-------|
| <i>Number of planned periodic testing activities</i> | 405 | 215 | 224 | 153 | 172 | 212 | 90,00 |
| <i>Number of planned in-service inspection activities for structures, systems, and components (SSCs) important to safety</i> | 0 | 0 | 3 | 127 | 14 | 7 | 50,17 |
| <i>Number of failures in safety systems discovered in testing and inspection</i> | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0,00 |
| <i>Number of planned maintenance activities</i> | - | - | 235 | 193 | 178 | 308 | 58,23 |
| <i>Number of maintenance items open for more than 3 months</i> | 3 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 1,22 |
| <i>Number of the most important unplanned maintenance operations</i> | 0 | 0 | 6 | 6 | 8 | 6 | 3,44 |



Gambar 6. Grafik SPI reaktor RSG-GAS pada indikator spesifik *Maintenance*

data jumlah aktuasi keselamatan dengan scram sehingga dapat dipastikan sistem proteksi reaktor berfungsi selalu setiap pengoperasian reaktor. Sedangkan EP sebagai indicator yang menyatakan berbagai kegiatan kesiapsiagaan kedaruratan nuklir, pada SPI selalu dilaporkan adanya latihan kedaruratan, pelatihan personil, dan memiliki fasilitas yang sesuai.

Sedangkan indikator lainnya yang belum dapat dinilai, sebenarnya bukan karena tidak tersedia di reaktor RSG-GAS, tetapi indikator tersebut belum secara spesifik terdata pada laporan SPI versi konvensional. Termasuk SPTD, secara resmi menjadi bagian dari sistem pendinginan cadangan untuk kondisi kecelakaan yang melampaui batas desain mulai aktif ketersediaannya sejak pengajuan izin perpanjangan operasi

Tabel 5: Pendefinisian kode indikator SPI untuk di reaktor RSG-GAS

| Code | Definisi | Penerapan dan penyesuaian di reaktor RSG-GAS | Kode |
|------|---|---|------|
| URS | <i>Unplanned Reactor Scram</i> | Scram (karena teratisipasi SPR dan atau karena operator) | URS |
| UPR | <i>Unplanned Power Reduction</i> | Penurunan daya tidak terencana karena berbagai penyebab untuk keselamatan | UPR |
| USwC | <i>Unplanned Reactor Scram with Complications</i> | Scram komplikasi tidak terencana (pada kegiatan eksperimen dan atau karena penyebab eksternal) | USwC |
| SI | <i>Safety Injection System Unavailability</i> | Ketidakterediaan sistem injeksi keselamatan. Di RSG ada sistem pendingin teras darurat, SPTD | SPTD |
| EDG | <i>Emergency Diesel Generator System Unavailability</i> | Ketidakterediaan sistem diesel generator darurat. Di RSG tersedia sistem catu daya cadangan, BRV | EDG |
| AFWS | <i>Auxiliary Feedwater System Unavailability</i> | Ketidakterediaan sistem bantu air umpan. Di RSG tersedia sistem bantu penyedia air primer, GCA | AFWS |
| RHR | <i>Residual Heat Removal System Unavailability</i> | Ketidakterediaan sistem pembuangan panas sisa. Di RSG tersedia sistem pembuang panas peluruhan, JNA | RHR |
| CW | <i>Cooling Water System Unavailability</i> | Ketidakterediaan sistem air pendingin. Di RSG adalah sistem pendingin primer, JE-01 | CW |
| SSFF | <i>Safety System Functional Failures</i> | Kegagalan fungsi sistem keselamatan. Di RSG adalah sistem proteksi reaktor, RPS | RPS |
| FR | <i>Fuel Reliability</i> | Keandalan bahan bakar nuklir | FR |
| RCL | <i>Reactor Coolant Leakage</i> | Kebocoran pendingin reaktor. Di RSG, untuk struktur kolam dan instalasi sistem pendingin primer, JAA01 dan JE-01 BC | RCL |
| CR | <i>Containment Reliability</i> | Keandalan sistem pengungkung. Di RSG dapat diterapkan pada sistem ventilasi gedung, KLA | CR |
| EP | <i>Emergency preparedness</i> | Kesiapsiagaan penanggulangan kedaruratan nuklir | EP |

Tabel 6: SPI reaktor RSG-GAS pada area keselamatan reaktor menggunakan metode *scoring* untuk data tahun 2015-2020

| Kategori | Kode | 2015 | 2016 | 2017 | 2018 | 2019 | 2020 |
|--------------------|------|------|------|------|------|------|------|
| Operational Safety | URS | 24,0 | 17,1 | 4,0 | 2,1 | 6,4 | 4,7 |
| | UPR | 0,0 | 0,0 | 0,0 | 0,0 | 3,2 | 2,6 |
| | USwC | 6 | 1 | 9 | 1 | 0 | 0 |
| Safety System | SPTD | n.a | | | | | |
| | EDG | n.a | | | | | |
| | AFWS | n.a | | | | | |
| | RHR | n.a | | | | | |
| | CW | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| | RPS | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| Multiple Barrier | FR | n.a | | | | | |
| | RCL | n.a | | | | | |
| | CR | n.a | | | | | |
| | EP | 100% | 100% | 100% | 100% | 100% | 100% |

n.a. = belum tersedia data secara spesifik pada laporan SPI dan memerlukan perhitungan tersendiri

Tabel 7: Tampilan SPI *scoring* - kode warna reaktor RSG-GAS pada area keselamatan reaktor untuk data tahun 2015-2020

| AREA | Reactor Safety | | | | | | | | | | | | |
|-----------|--------------------|-----|------|------|---------------|------|-----|----|-----|------------------|-----|----|----|
| Category | Operational Safety | | | | Safety System | | | | | Multiple Barrier | | | |
| Indicator | URS | UPR | USwC | SPTD | EDG | AFWS | RHR | CW | RPS | BBn | RCL | CR | EP |
| 2015 | O | G | C | D | D | D | D | G | G | D | D | D | G |
| 2016 | Y | G | G | D | D | D | D | G | G | D | D | D | G |
| 2017 | C | G | C | D | D | D | D | G | G | D | D | D | G |
| 2018 | G | G | G | D | D | D | D | G | G | D | D | D | G |
| 2019 | C | G | G | D | D | D | D | G | G | D | D | D | G |
| 2020 | C | G | G | D | D | D | D | G | G | D | D | D | G |

Keterangan

| | | | | |
|------------------|-------------|---------------|----------------|----------------|
| Excellent | Good | Normal | Warning | No Data |
| G | C | Y | O | D |

2020[11]. Ketersediaan SPTD dapat menjadi salah satu indikator *safety system*,

Dari **Tabel 6** tersebut maka jumlah, nominal, atau prosentase tiap indikator dapat dikonversi menjadi tampilan tabel berwarna berdasar nilai dan rentang batasan/*grade* yang disepakati. Hasil penilaian dan tampilan SPI *scoring* reaktor RSG-GAS untuk area keselamatan reaktor ditunjukkan pada **Tabel 7**.

Dari **Tabel 7**, kondisi keselamatan reaktor RSG-GAS didominasi warna hijau (G: *green*), yang berarti tingkat keselamatan dalam pengoperasian reaktor RSG-GAS sangat baik, berada pada *grade Excellent*. Terdapat 1 warna oranye (O) yang artinya indikator URS pada tahun 2015 mendapat *grade warning* karena berada di bawah normal. Dan terdapat 1 warna kuning (Y) yang artinya indikator URS pada tahun 2016 berada dalam kondisi normal. Warna oranye atau *grade warning* pada tahun 2015 terindikasi pada indikator URS, yaitu nilai kejadian scram yang terantisipasi oleh sistem proteksi reaktor, yang berarti sistem keselamatan dapat berfungsi optimal. Dengan demikian, walaupun satu indikator mendapat *grade warning* namun secara teknis kinerja reaktor aman.

Dari tampilan SPI seperti yang ditunjukkan di atas, maka pihak-pihak lain baik yang berkepentingan langsung ataupun masyarakat umum dapat melihat kondisi keselamatan dan keamanan reaktor nuklir dengan mudah dipahami. Sehingga melalui hasil kajian ini diharapkan dapat dirancang dan diterapkan SPI *scoring* dengan kode warna baik tercetak ataupun *online* pada jaringan.

4 Kesimpulan

Indikator kinerja keselamatan reaktor RSG-GAS tahun 2015 s/d 2020 pada indikator *Operations* dan indikator *Maintenance* menunjukkan kecenderungan operasi lancar dan aman dengan gangguan operasi yang menurun serta rencana pemeliharaan SSK yang teratur. Sedangkan dengan metode SPI *scoring* pada area keselamatan reaktor, tingkat keselamatan dalam pengoperasian reaktor RSG-GAS berada pada *grade Excellent*.

SPI metode *scoring* dapat memperlihatkan kondisi keselamatan dan keamanan instalasi reaktor yang lebih mudah dipahami pihak lain dan masyarakat umum dari pada SPI metode konvensional.

Rekomendasi dari hasil kajian ini, yaitu melanjutkan perancangan dan penerapan SPI metode *scoring* dengan menambahkan indikator spesifik, nilai batasan yang disesuaikan kriteria untuk masing-masing instalasi dan definisi indikator yang tervalidasi secara teknis.

Daftar Pustaka

- [1] IAEA, *Operational Safety Performance Indicators for Nuclear Power Plants. IAEA-Tecdoc-1141*, May 2000. Vienna, Austria, 2000.
- [2] P. Heni, Yusri Hermawan, Dedi Dewanto, "Kajian Penerapan Indikator Kinerja Keselamatan pada Reaktor Riset di Indonesia," Pros. SKN ke-15, vol. ISSN: 0854, 2009.
- [3] IAEA, *INFCIRC/18/Rev.1: The Agency's Safety Standards (SS) and Measures*. Austria, 1976.
- [4] S. Suprianto and E. Sihombing, "Evaluasi indikator kinerja keselamatan reaktor RSG-GAS pada tahun 2013 hingga tahun 2016," Semin. Nas. SDM Teknol. Nukl., vol. ISSN 1978-, 2018.
- [5] KINS, "Operational performance information system for nuclear power plant," <http://opis.kins.re.kr/opis?act=KEODA1100R>, 2019.
- [6] U.S.NRC, "Technical Basis for Performance Indicators," <Http://nrc.gov/reading-rm/.../insp-manual/>, 2021. .
- [7] Bapeten, "Laporan kajian safety performance indicator reaktor penelitian di Indonesia: Rekaman unit kerja. No.rek: LT/STI/KN/P2STPIBN.2/2792/2020," Jakarta, 2020.
- [8] PRSG-Batan, "Laporan safety performance indicators (SPI) reaktor RSG-GAS tahun 2015 - 2020," Serpong, 2021.
- [9] J. Sukmana and R. Triharto, "Pembelajaran dari kejadian scram pada kanal JKT03 menggunakan fault

tree analysis di reaktor RSG-GAS,” *Bul. Pengelolaan Reakt. Nukl.*, vol. XV No.1, 2018.

- [10] J. Sukmana, R. Triharto, and Irwan, “Evaluasi Penyebab Scram pada Kanal UBL - Sistem Proteksi Reaktor dalam Pengoperasian Reaktor RSG-GAS,” *Bul. Pengelolaan Reakt. Nukl.*, vol. Vol. XII, 2017.

- [11] J. Sukmana, R. Triharto, and D. Tri Jatmiko, “Evaluasi dan Kajian Desain Alternatif dari Sistem Pendingin Teras Darurat Reaktor RSG-GAS,” *Pros. Senopaten*, 2020.

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** *Emy triharjiyati*

Instansi : BAPETEN

Pertanyaan:

- a) Apakah kejadian yang terjadi di RSG ini sudah dilaporkan ke IRSRR?

Jawaban:

- a) Ya, sudah dilaporkan sebagai kejadian di reaktor RSG-GAS pada masa lampau ke Bapeten pada kegiatan IRSRR tahun 2020.

2. **Penanya :** *Argo Satrio Wicaksono*

Instansi : BATAN

Pertanyaan:

- a) Apakah pengajuan perubahan nilai BKO sudah memperhitungkan faktor keselamatan nilai power peaking factor dan shut down margin, termasuk faktor utilisasi nilai fluks neutron?
- b) Apakah ada pembaharuan/perbaikan/penggantian dalam sistem instrumentasi kendali atau sistem lainnya yang berkaitan dengan sistem proteksi reaktor, sehingga kejadian scram pada tahun 2015 mencapai

puncak 24 kali kejadian, selanjutnya menurun drastis di tahun-tahun setelahnya. Terima kasih

Jawaban:

- a) Ya, sudah diperhitungkan. Nilai power peaking factor dan nilai fluks neutron tidak terpengaruh secara langsung oleh fraksi bakar bahan bakar setiap kelasnya karena pola atau manajemen teras tidak berubah. Sedangkan shutdown margin terutama di akhir siklus memang dipertahankan tetap tercukupi dengan mengatur nilai fraksi bakar jauh di bawah BKO melalui pengaturan energy terbangkitkan maksimal 654 MWD.
- b) Ya, ada perbaikan dan pergantian pada SIK atau dari bagian sistem proteksi reaktor diantaranya pada sensor pemantau fluks neutron, power supply SIK, termasuk pada perangkat konektor dan pengkabelan karena pengaruh lingkungan dan penuaan. Dari kajian lain yang terkait, kejadian scram terbanyak diakibatkan karena adanya kegagalan sistem instrumentasi dan kendali terutama pada sistem proteksi reaktor.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Kajian Identifikasi Organisasi Dukungan Teknis dalam Program Pembangunan Pengoperasian PLTN di Indonesia

Arifin M. Susanto^{1*}, Khoiril Huda¹, Nur Siwhan¹, dan Akhmad Muktaf Haifani¹

¹Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN, Jakarta

a.msusanto@bapeten.go.id

ABSTRAK

Dengan adanya potensi pembangunan dan pengoperasian instalasi nuklir baik reaktor nuklir maupun non-reaktor. Dibarengi dengan perkembangan teknologi dan sains dalam teknologi reaktor, maka tantangan muncul ketika terlibat dalam inovasi dan teknologi pengembangan instalasi nuklir. Reaktor jenis baru pada generasi IV muncul dengan ide, inovasi, dan metode yang luar biasa, serta penggunaan bahan terkini. Posisi dukungan teknis memegang peran penting dalam keberlangsungan keselamatan pembangunan dan pengoperasian instalasi nuklir baik reaktor nuklir maupun non-reaktor. Khususnya bagi negara-negara pendatang baru, dukungan teknis yang kompeten sangat membantu para pemimpin program nuklir, organisasi pemerintah yang ditunjuk, dan pemangku kepentingan lainnya untuk mengambil keputusan kunci dalam pengembangan proyek tenaga nuklir pertamanya. Dikarenakan kebutuhan yang mendesak maka dilakukan identifikasi kebutuhan organisasi pendukung teknis yang diperlukan bila dan selama program pembangunan instalasi nuklir dilaksanakan. Pemetaan kebutuhan berikut tantangan, solusi, dan praktik yang baik berdasarkan pengetahuan dan pengalaman operasi saat ini akan menjadi panduan dalam dalam penyusunan peraturan perundang-undangan pengawasan nuklir yang mampu terap dan mengikuti perkembangan teknologi terkini.

Kata Kunci: Dukungan Teknis, PLTN, teknologi.

[Full Presentation](#)

1 Pendahuluan

Pembangunan dan pengoperasian Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) dan instalasi nuklir lainnya memerlukan pemahaman secara mendalam baik secara teknis maupun manajemen untuk tetap terjaganya keselamatan selama masa layan instalasi.

Para pemangku kepentingan yang berada dalam tingkatan pengambil keputusan baik entitas Pemegang Izin, Vendor, Pemerintah, Badan Pelaksana, Badan Pengawas Ketenaganukliran, Organisasi Pelaksana Program Energi Nuklir (*Nuclear Energy Programme Implementing Organization - NEPIO*), dan Institusi terkait lainnya memerlukan keyakinan dalam menentukan kebijakan. Kebijakan/keputusan tersebut ditetapkan selama masa pertimbangan, perencanaan, desain, konstruksi, komisioning, operasi, pemeliharaan, modifikasi dan dekomisioning PLTN dan instalasi nuklir lainnya.

Keyakinan dalam penentuan kebijakan didapatkan dari informasi yang akurat, valid, terpercaya dan independen dari sumber perorangan, kelompok, hingga organisasi. Sumber tersebut dinamakan Dukungan Teknis (*Technical Support, TS*). Penggunaan jasa dukungan teknis menjadi pilihan para pemangku kepentingan (*stakeholder*). Kemampuan dan keahlian dalam meng-intepretasikan informasi dan data yang ada untuk diolah menjadi keputusan menjadi krusial dimiliki oleh pemangku kepentingan.

Proses pembangunan dan pengoperasian PLTN melibatkan seluruh bidang keilmuan baik secara teknis dan ilmiah, maupun sosial ekonomi. Tahapan yang harus dilalui dalam mencanangkan pembangunan dan pengoperasian PLTN sangat panjang dan melibatkan berbagai pihak. Dan tidak menutup kemungkinan bahwa dalam perjalanannya akan menemui hambatan dan tantangan yang harus dihadapi untuk menyelesaikan proyek ini.

Penyiapan infrastruktur dimulai dari tahapan sebelum desain (*pra-desain*); desain, konstruksi, operasi, komisioning, hingga dekomisioning. Infrastruktur antara lain

SKN 2021

regulasi, sumber daya, keahlian dan keilmuan perlu disiapkan. Penyiapan infrastruktur tersebut membutuhkan peran dan kontribusi semua pemangku kepentingan untuk melancarkan proyek tersebut.

Pemangku kepentingan yang sangat berperan antara lain adalah Pemerintah, vendor, dan pemegang izin. Sesuai PP 54/2012 pasal 61, Pemegang izin/pemilik adalah pihak yang bertanggung jawab terkait keselamatan dan keamanan dalam pembangunan dan pengoperasian PLTN [1]. Berdasarkan dokumen *International Atomic Energy Agency* (IAEA) bahwa sebagai penanggung jawab penuh untuk desain, konstruksi, pemeliharaan, dan operasi instalasi yang selamat, dan sebagai penopang kinerja yang andal dan efisien, pemilik/organisasi pengoperasian perlu menetapkan, memelihara, dan meningkatkan pengetahuan teknis fasilitasnya terutama bagi sekelompok orang yang didedikasikan secara khusus [2].

Hasil kajian kecelakaan *Three Mile Island* [3][4] menunjukkan pentingnya mempertahankan kemampuan teknis yang kuat di dalam tapak instalasi dan perlunya staf teknik dan manajemen teknis yang berkualifikasi dengan pengetahuan luas tentang desain dan konfigurasi instalasi yang menjadi bagian dari operasi dan kru shift operasi reaktor [3]. Peningkatan kemampuan teknis harus dimiliki baik secara internal (*in-house staff*) maupun *outsourc*e dari peran TSO. INSAG 16 menyatakan "...kegiatan penelitian dan pengembangan diperlukan untuk memelihara pengetahuan dan kompetensi dalam organisasi yang mendukung atau pengawasan kegiatan pembangkit listrik tenaga nuklir [5].

Selain itu perkembangan teknologi yang dinamis membutuhkan ketersediaan dukungan teknis yang selalu berkembang dan kompetitif dalam upaya terus meningkatkan keselamatan pembangunan dan pengoperasian PLTN. Yang menjadi tantangan adalah bagaimana peran TSO di masing-masing pemangku kepentingan dapat berjalan efektif, dan prinsip-prinsip apa saja yang harus dimiliki di TSO dalam meningkatkan kemangkusan keselamatan.

Makalah ini dilakukan untuk menjawab pertanyaan di atas, yaitu untuk mengidentifikasi peran dan karakteristik TSO di berbagai pemangku kepentingan, jenis kegiatan-kegiatan yang dilakukan, antarmuka dan jalur koordinasi dengan organisasi lain, khususnya TSO untuk organisasi pengoperasian dan TSO untuk badan pengawas dan operator.

2 Pokok Bahasan

Dukungan teknis adalah suatu kegiatan untuk membantu para pembuat keputusan dengan memberikan masukan teknis dan ilmiah dalam keputusan tentang pencapaian tujuan desain dan kinerja. Sedangkan organisasi pendukung teknis (TSO) adalah setiap organisasi (atau perorangan atau kelompok) yang memberikan dukungan teknis dan ilmiah kepada para pembuat keputusan untuk pengambilan keputusan tentang persiapan untuk proyek pembangkit listrik tenaga nuklir dan setelah itu, untuk desain, perizinan, konstruksi, komisioning, operasi, pemeliharaan dan dekomisioning instalasi [2].

TSO dapat memberikan dukungan ke pemangku kepentingan siapa saja. Tentunya sasaran dan tujuan yang

dicapai berbeda antara TSO atas nama pemegang izin dan TSO untuk badan pengawas. Keahlian ilmiah dan teknis yang diperlukan untuk menjalankan fungsi pengawasan ketenaganukliran dapat didukung oleh TSO yang bernaung atas nama badan pengawas. TSO tersebut bertugas secara khusus menyediakan keahlian dan jasanya untuk mendukung pengambilan keputusan terkait pengawasan keselamatan, keamanan dan safeguard nuklir, serta keselamatan radiasi yang dilakukan oleh badan pengawas. Berbeda dengan TSO untuk badan pengawas, TSO untuk PLTN (atau program atau proyek pembangkit listrik tenaga nuklir) adalah individu atau organisasi yang didirikan (dan/atau dikontrak) untuk memberikan dukungan teknis di berbagai bidang, seperti teknik dan layanan ilmiah, pengembangan perbaikan teknis atau eksplorasi penelitian dan teknologi spesifik, kapanpun diperlukan dalam rangka pengambilan keputusan untuk PLTN.

Hal ini tercantum dalam GSR Part 1 (Rev. 1), Persyaratan 20, yang menyebutkan bahwa: "Badan pengawas harus mendapatkan saran atau layanan profesional dari ahli teknis atau lainnya bila diperlukan untuk mendukung fungsi pengawasan, tetapi ini tidak akan membebaskan badan pengawas dari tanggung jawab yang ditugaskan". dalam paragraf 4.20: "Pengaturan harus dibuat untuk memastikan bahwa tidak ada konflik kepentingan bagi organisasi yang memberikan saran atau layanan kepada badan pengawas" [6].

TSO dalam prakteknya memiliki dua bentuk dalam kaitannya posisi di suatu institusi, yaitu TSO internal dan eksternal. TSO Internal biasanya merupakan bagian/bidang teknis khusus, atau pakar internal, yang berada di dalam atau dipekerjakan oleh organisasi pembuat keputusan, sedangkan TSO eksternal adalah intitusi diluar organisasi pemberi pekerjaan yang keduanya memiliki pengetahuan yang memadai untuk mendukung masalah teknis dan memiliki kompetensi terhadap keahlian teknis khusus dalam membantu menyediakan masukan teknis, pendapat, saran atau umpan balik kepada pembuat keputusan sesuai kebutuhan dan permintaan.

Berdasarkan kedua bentuk posisi TSO yang ada, maka akan dijabarkan keunggulan dan kelemahannya dalam suatu organisasi. Lalu tidak kalah penting nilai-nilai dan prinsip (*code of conduct*) yang harus dimiliki individu. Dan jenis-jenis kegiatan yang dilakukan oleh TSO baik untuk operator dan badan pengawas akan dibahas di pembahasan.

3 Pembahasan

Analisis kesenjangan dari **Tabel 1** ditunjukkan bentuk skema posisi TSO terhadap keuntungan dan kelemahannya masing-masing.

TSO internal dan eksternal yang memiliki hubungan langsung dengan badan pengawas, namun pengaturannya bergantung pada kesepakatan dan perundangan yang berlaku. TSO tersebut juga mendukung, menyediakan layanan atau berinteraksi dengan pihak lain yang berkepentingan (seperti pemerintah, kementerian, operator.). Dalam kasus seperti itu, saran atau dukungan juga dipantau dan dinilai dengan cermat terhadap risiko konflik kepentingan oleh badan pengawas itu

Tabel 1: Perbandingan antara TSO Internal dan Eksternal

| Keuntungan | | Kerugian |
|---------------|--|--|
| TSO Internal | <ul style="list-style-type: none"> - Sumberdaya tersedia setiap saat; - Tidak memerlukan proses tender dan persiapan pembuatan kontrak; - Paham dan sejalan dengan metoda kerja dan proses yang berlangsung dalam organisasi tempat bernaung (budaya kerja, visi dan misi, kerangka peraturan perundangan, dll.; - Konflik kepentingan diharapkan lebih rendah | <ul style="list-style-type: none"> - Karena berada dalam suatu organisasi maka mereka tidak berada dalam suatu kompetisi dengan organisasi lain dalam memberikan layanannya; - Keahlian dan pengetahuan staf yang kurang terasah dengan perkembangan teknologi dan jaman; - Infrastruktur penilitan dan pengembangan yang tidak luas |
| TSO Eksternal | <ul style="list-style-type: none"> - Kualifikasi dan tingkat keahlian dan keilmuan yang terjaga sesuai perkembangan jaman dan teknologi. - Dukungan luas terhadap lembaga penelitian dan pengembangan; - Pemahaman terhadap topik teknis yang kompleks. - Tidak ada campur tangan terhadap pengambilan keputusan oleh pemberi pekerjaan | <ul style="list-style-type: none"> - Kejelasan alur/koordinasi informasi yang diberikan, mencakup kerahasiaan data; - Diperlukan pendefinisian kebutuhan; - Keahlian, kualifikasi dan kompetensi - Lingkup dan jenis kegiatan - Peran dan tanggung jawab - Proses tender dan perjanjian kontrak yang memakan waktu; - Konflik kepentingan mungkin terjadi |

sendiri, seperti yang dipersyaratkan dalam GSR Bagian 1 (Rev. 1), Requirement 20, para. 4.21.

3.1 Peran Utama di dalam Organisasi TSO

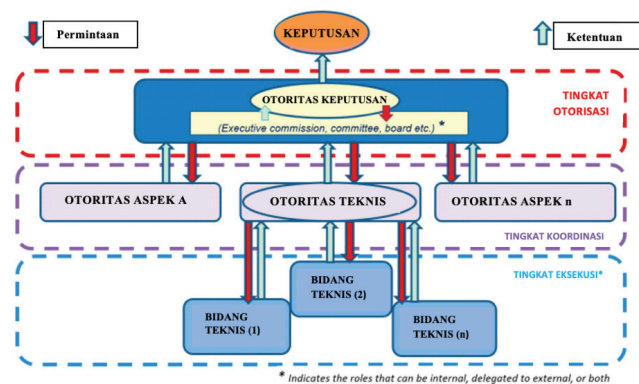
Struktur organisasi masing-masing TSO akan berbeda sesuai budaya organisasi yang telah terbentuk sebelumnya. Namun secara umum peran dan tanggung jawab tercermin dari **Gambar 1**.

Secara umum terdapat tiga peran, yaitu (1) Otoritas keputusan (*decision authority*), (2) Otoritas Teknis (*technical authority*); (3) Bagian Teknis. Otoritas keputusan (*decision authority*), adalah seseorang yang berwenang untuk membuat keputusan atas nama badan pembuat keputusan akhir (seperti pemerintah, parlemen, pemilik instalasi atau proyek, dewan gubernur, dewan/komite eksekutif, dll.). Otoritas teknis adalah orang dengan tanggung jawab dan akuntabilitas untuk membuat keputusan tentang kegiatan teknis. Bidang Teknis, adalah individual atau kelompok ahli yang memiliki keahlian informasi teknis dan pengetahuan untuk memahami dan mengkaji aspek teknis antara lain dalam desain, konfigurasi, operasi dan pemeliharaan) dan memiliki kemampuan untuk menyampaikan dan menjelaskan dasar teknis, kriteria, status, persyaratan, dan karakteristik, termasuk juga ekspektasi yang diinginkan pemberi tugas/pemilik dll.

3.2 Nilai-nilai dan Prinsip TSO

TSO sebenarnya juga bagian dari intitusi pengambil keputusan dari obyek yang dibebankan oleh klien. Secara praktik dalam program pembangunan PLTN, TSO adalah penyedia informasi teknis ke pemberi pekerjaan. Sehingga dalam mendapatkan dukungan teknis yang diperlukan dalam pengambilan keputusan, diperlukan komitmen institusi yang baik, budaya kerja yang transparan dan akuntabel, budaya yang menjunjung nilai-nilai objektif berdasarkan data dan informasi yang valid, budaya audit dan perbaikan berkelanjutan secara sistematis berikut tindakan koreksi. Berikut adalah beberapa karakteristik yang harus dimiliki oleh TSO.

Sebagaimana dipersyaratkan dalam IAEA *General Safety Guide* No. 12, yaitu persyaratan TSO adalah



Gambar 1. Peran Dukungan Teknis [2]

independen, berbasis kompetensi teknis, menjunjung tinggi kerahasiaan, dan didukung sistem manajemen dan budaya keselamatan [4].

Memegang teguh obyektifitas teknis dan ilmiah sangat penting untuk memastikan pengambilan keputusan yang selamat dan konservatif tanpa menghambat pengembangan teknologi dan aplikasi baru. Konsep tersebut harus tertanam dalam tujuan, organisasi, budaya dan kegiatan TSO. Prinsip dan nilai TSO harus terintegrasi dan konsisten dengan kegiatan pemegang izin, operator, pemilik, badan pengawas dan entitas lain. Pembentukan TSO harus sesuai dengan peraturan dan perundangan yang berlaku dan harmonis dengan hukum dan kebijakan nasional saat ini, serta sesuai dengan rencana strategis pemerintah. **Tabel 2** merinci prinsip dan nilai yang dipegang oleh TSO.

Tujuan, tugas dan fungsi TSO sudah mensiratkan tingkat kompetensi dan keahlian di atas rata-rata dari kualifikasi personel yang berkecimpung di industri nuklir. Kompetensi dan keahlian secara disiplin ilmu dan kemampuan dalam memahami fasilitas yang ada.

3.3 Identifikasi TSO

Secara umum disiplin ilmu yang dimiliki setidaknya adalah sesuai dengan bidang atau obyek yang akan dihadapi selama fase program PLTN. Namun secara umum, berikut adalah beberapa keahlian yang dibutuhkan [7]: Kompetensi

Tabel 2: Prinsip dan Nilai-Nilai TSO

| Prinsip dan Nilai-Nilai | |
|--|---|
| <ul style="list-style-type: none"> - Memastikan bahwa teknik dan teknologi yang digunakan dalam bidang nuklir atau radiasi untuk penilaian teknis sudah sesuai dengan beban yang diberikan; - Mengidentifikasi, meminta dan memahami informasi teknis yang benar dan relevan yang diperlukan untuk pengambilan keputusan. - Kemandirian dan imparialitas yang efektif dalam penilaian, kesimpulan dan saran serta perhatian tinggi terhadap pencegahan dan penyelesaian konflik kepentingan; - Komitmen untuk peningkatan keselamatan yang berkelanjutan, termasuk tanggung jawab di tingkat organisasi dan individu - Konsistensi dalam pendekatan dan penilaian teknis. - Membuat keputusan berdasarkan informasi dan tepat waktu dengan menggunakan semua informasi teknis yang diperlukan (science-based decision making); - Menghormati pendapat profesional di semua tingkatan; | <ul style="list-style-type: none"> - Kesadaran akan pentingnya objektivitas, ketidakberpihakan, akurasi dan berdasar fakta dalam informasi teknis dan nilainya serta penggunaan yang tidak bias dalam pengambilan keputusan; - Kepemilikan dan pertanggungjawaban dalam mengidentifikasi kebutuhan akan dukungan teknis dan permintaan, perolehan dan penggunaan informasi teknis yang tepat dan sesuai; - Menghargai sikap bertanya dan berpikir kritis di semua tingkatan; - Menghormati dan resolusi profesional dari pendapat teknis yang berbeda; - Lingkungan terbuka dan kolaboratif tempat informasi teknis dan pengetahuan dibagikan untuk pengambilan keputusan yang lengkap, komprehensif, transparan dan terintegrasi; - Belajar dan memberi informasi untuk memahami dan meningkatkan, termasuk belajar dari kesalahan dengan sikap 'tanpa menyalahkan'; dan - Menjaga kerahasiaan. |

Tabel 3: Identifikasi Kualifikasi Staf Dukungan Teknis [7]

| Lingkup Keahlian | Pendidikan/Pelatihan (minimal) | Pengalaman (tahun) | |
|---|---|----------------------------|------|
| | | Total | PLTN |
| Analisis transien dan interaksi system | Sarjana teknik, atau ilmu terapan, pelatihan simulasi | 10 | 5 |
| Teknik nuklir dan manajemen bahan bakar | Sarjana teknik nuklir | 10 | 5 |
| Fisika reactor, teori kendali dan desain | Sarjana teknik, atau ilmu terapan, | 10 (+3 pengalaman desain) | 5 |
| Sistem daya kelistrikan | Sarjana teknik elektro | 5 (desain dan operasi) | 3 |
| Komputer proses | Sarjana ilmu komputer | 5 (operasi) | 3 |
| Sistem I&K | Sarjana teknik elektro | 6 (+2 pengalaman) | 4 |
| Operasi pemuatan bahan bakar | Sarjana teknik, kemampuan dalam penanganan bahan bakar | 5 | 5 |
| Mekanika Teknik system dan komponen PLTN | Sarjana teknik mesin | 6 (+2 keterlibatan desain) | 3 |
| Termohidrolik | Sarjana teknik mesin | 5 | 2 |
| Stuktur sipil instalasi dan desain penyungkup | Sarjana teknik mesin, sipil, geoteknik | 5 | 4 |
| Material | Sarjana mesin, material | 5 | 2 |
| Proteksi kebakaran | Sarjana kesehatan masyarakat, kemampuan dalam | 5 | 2 |
| Teknik kimia | Sarjana teknik kimia | 5 | 2 |
| Radiokimia | Sarjana teknik kimia dengan pendalaman radiokimia | 5 | 3 |
| Manajemen limbah radioaktif | Sarjana teknik kimia dengan pendalaman manajemen limbah | 5 | 4 |
| Peralatan dekontaminasi | Sarjana teknik dengan kemampuan dalam dekontaminasi | 10 | 2 |
| Kesehatan Kerja (K3) dan kendali radiasi | Sarjana K3, ilmu terapan yang memiliki pendalaman topik | 4 | 4 |
| Operasi instalasi | Sarjana dengan pemahaman di operasi | 7 | 5 |
| Pemeliharaan instalasi | Sarjana dengan pemahaman di pemeliharaan | 10 | 5 |

berhubungan dengan tapak (sipil, struktur, geoteknik, hidrologi, kegempaan, dll.); Kendali dan fisika reaktor; Bahan bakar nuklir; Termohidrolik & neutronik; Analisis transien; Instrumentasi dan kendali (I&K); Fisika medis dan kendali radioaktivitas; Elektro daya tinggi; Kimia dan kimia-radiologi; Pemeliharaan dan operasi PLTN; Limbah radioaktif; dll.

Sebagai rujukan, dalam NUREG 0731 mengenai *Guidelines for Utility Management Structure and Technical Resources* [7] memberikan gambaran, persyaratan minimal yang dibutuhkan dalam mengisi posisi sebagai staf pendukung teknis. Dokumen yang sudah cukup tua namun dapat dijadikan alat pembanding dalam rangka mengidentifikasi kebutuhan TSO baik untuk operator/pemegang izin, badan pengawas, akamedisi atau instansi terkait lain. **Tabel 3** menunjukkan persyaratan kualifikasi yang diperlukan.

a. TSO bagi Badan Pengawas

Menurut IAEA GSG 12, terdapat hal-hal yang perlu diperhatikan dalam meminta jasa dari TSO eksternal. Karena sebenarnya badan pengawas sudah seharusnya memiliki kemampuan yang memadai terhadap fungsi pengawasan (GSR part 1 rev.1).

Dalam menggunakan jasa TSO eksternal (tidak menutup kemungkinan juga berlaku bagi internal), perlu diperhatikan hal-hal berikut:

1. TSO eksternal dipilih berdasarkan keahlian dan pengalaman dalam bidang yang sesuai;
2. Pemilihan harus terbuka dalam prosedur yang adil, sesuai peraturan perundangan yang berlaku (a.l. pengadaan barang dan jasa);
3. Menghindari konflik kepentingan yang mungkin terjadi, bila ternyata TSO tersebut melayani institusi lain.

4. TSO, berdasarkan kontrak perjanjian, harus memiliki kebijakan untuk memastikan pemisahan fungsional antara entitas yang bertindak untuk mendukung pihak yang berwenang dan entitas yang memberikan dukungan kepada badan pengawas dan menginformasikan badan pengawas sebelum adanya aktivitas pendukung lainnya.
5. Pengaturan yang memadai dapat memastikan bahwa dukungan yang diberikan oleh TSO kepada badan pengawas dilakukan secara independen dari dukungan yang diberikan kepada pihak yang berwenang.
6. Pendekatan yang digunakan adalah:
 - a. Tidak menggunakan analisis yang sama;
 - b. Tidak menggunakan personil yang sama;
 - c. Tidak menggunakan peralatan yang sama;
 - d. Tidak menggunakan perangkat, perangkat lunak dan/atau metoda yang sama.
7. Persyaratan yang harus dipenuhi TSO antara lain:
 - a. Sistem dan proses TSO eksternal harus memenuhi dan sesuai dengan standar yang ditetapkan badan pengawas;
 - b. Mampu memenuhi standar kompetensi teknis yang diharapkan badan pengawas;
 - c. Menghindari konflik kepentingan, dengan pengaturan yang jelas;
 - d. Bekerja dalam jangka waktu yang ditentukan dan sesuai dalam lingkup yang ditetapkan;
 - e. Mampu mempersiapkan dan menyampaikan dokumentasi khusus sesuai kebutuhan yang berisi nasihat dan alasan formal.
 - f. Memberikan dokumentasi yang akurat dan relevan untuk memungkinkan badan pengawas menilai kualitas pekerjaan;
 - g. Memiliki prinsip dan nilai-nilai

Secara kompetensi dan keahlian, personil TSO bagi badan Pengawas yang memiliki kemampuan akan bergantung pada tugas pekerjaan yang akan dilakukan, setidaknya berikut keilmuan yang harus dimiliki [4]: fisika, teknik nuklir, rekayasa sistem, kimia, biologi, ilmu perilaku, geologi, hukum, teknik mesin, teknik sipil, komunikasi, proteksi radiasi, elektro, sosial dll.

Selain keilmuan tersebut, keterampilan komunikasi dan manajemen berikut juga harus dimiliki: Komunikasi lisan, penulisan efektif, wawancara, negosiasi, kepemimpinan, manajemen proyek, kerja tim, pengambilan keputusan, penyelesaian sengketa, bahasa, penggunaan komputer, informasi publik, dll.

Kajian yang dilakukan oleh tim pengkaji P2STPIBN menunjukkan identifikasi jenis-jenis kegiatan TSO yang dapat dilakukan selama proses pembangunan dan pengoperasian PLTN, Ditunjukkan pada **Tabel 4** secuplik kegiatan yang dapat dimunculkan.

b. TSO bagi Organisasi Operasi/Promotor/Pemilik Instalasi

Program pengembangan PLTN dimulai dari tahap pra-proyek, desain, konstruksi, komisioning, hingga operasi dan dekomisioning. Bahkan sebelum pra-proyek dicanangkan,

banyak aspek yang harus diperhatikan, dan membutuhkan peran TSO.

Ketika penyertaan pembangkit tenaga nuklir baru (atau tambahan) dalam bauran energi dipertimbangkan sampai proyek tenaga nuklir mulai dilaksanakan (mulai dari detail desain dan konstruksi), banyak kegiatan teknis dan ilmiah dilakukan untuk mendukung berbagai keputusan. Keputusan mengenai pertimbangan, persetujuan, perencanaan, penawaran, pemberian, inisiasi dan pelaksanaan proyek PLTN ini diambil oleh entitas yang berbeda, yang jumlahnya bervariasi tergantung pada jenis dan identitas program PLTN dan sponsor proyek, pemilik, manajer, pelaksana, dan pengguna.

Hasil identifikasi kegiatan dukungan teknis ditunjukkan dalam masing-masing tahap Pra Proyek, Desain, Konstruksi dan Komisioning; operasi; dan dekomisioning. Penjelasan identifikasi tersebut ditunjukkan dalam **Tabel 5-7**.

4 Kesimpulan

Kajian identifikasi TSO untuk program pembangunan PLTN adalah upaya dalam memetakan kebutuhan dukungan teknis untuk mendukung program pembangunan PLTN. Program PLTN dimulai dari awal pertimbangan tenaga nuklir dalam bauran energi suatu negara hingga akhir dekomisioning. Ada banyak keputusan yang harus dibuat dengan informasi dan saran teknis dan ilmiah merupakan bagian penting dari masukan untuk keputusan tersebut. Masukan dan saran teknis ini sangat menentukan dalam membuat keputusan tentang kelayakan, keselamatan, keandalan, efisiensi, ketersediaan, dan keberlangsungan usia pakai dari pembangkit nuklir.

Selain hal-hal teknis yang penting namun perlu diyakinkan juga prinsip dan nilai-nilai baik harus dipegang teguh oleh TSO selama bekerja menyediakan informasi, masukan, dan keputusan berdasarkan data dan justifikasi keilmuan dan ilmiah sehingga tidak terjadi keputusan yang bias dan memihak dan tidak tepat.

Kebutuhan akan pemilihan TSO memerlukan pertimbangan signifikansi, kerumitan, tingkat risiko dan konsekuensi dari kesalahan informasi teknis serta periodisitas, frekuensi dan urgensi kegiatan. Tabel-tabel yang ditunjukkan diatas dapat digunakan sebagai pertimbangan perlunya pemanfaatan jasa TSO, untuk kegiatan apa saja, tahapan izin mana yang dapat digunakan operator/badan pengawas.

Daftar Pustaka

- [1] Peraturan Pemerintah No. 54 (2012) tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir.
- [2] IAEA Nuclear Energy Series NP-T- 3.28 (2018) Technical Support to Nuclear Power Plants and Programmes, Vienna.
- [3] IAEA TECDOC Series 1835 (2018) Technical and Scientific Support Organizations Providing Support to Regulatory Functions, Vienna.

- [4] IAEA Safety Standards GSG-12 (2018) Organization, Management and Staffing of the Regulatory Body for Safety, Vienna.
- [5] IAEA INSAG 16 (2003) Maintaining Knowledge, Training and Infrastructure for Research and Development in Nuclear Safety, Vienna.
- [6] IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 1 (Rev. 1), (2016), Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety, Vienna.
- [7] NUREG 0731 (1985), mengenai Guidelines for Utility Management Structure and Technical Resources, USA.
- [8] Laporan Hasil Kajian (2020), Kajian Identifikasi Pendukung Teknis (TS) Dalam Pembangunan Dan Pengoperasian Instalasi Nuklir, P2STPIBN BAPETEN, Jakarta, 2020

Tabel 4: Identifikasi Kegiatan Dukungan Teknis bagi Badan Pengawas

| Kegiatan Utama | Tujuan dan Ruang Lingkup | Sub Kegiatan | Kegiatan Dukungan Teknis | Kebutuhan Personil |
|--|---|--|---|---|
| DUKUNGAN TINJAUAN DAN PENILAIAN KESELAMATAN | 1. Mengevaluasi apakah suatu kegiatan atau fasilitas memenuhi tujuan dan persyaratan keselamatan yang ditetapkan. 2. Peninjauan dan penilaian oleh TSO juga meliputi aspek keamanan. | Penilaian Keselamatan Teknis | 1. TSO merencanakan, mengembangkan, dan mengelola penilaian keselamatan dan program penelitian berdasarkan pendekatan deterministik dan probabilistik, pada aspek berikut ini: <ul style="list-style-type: none"> a. Fisika reaktor; b. Analisis keselamatan termohidraulik; c. Analisis kinerja dan keandalan; d. Analisis urutan kecelakaan, kecelakaan parah, analisis suku sumber kecelakaan; e. Penilaian keselamatan probabilistik dan/atau penilaian risiko probabilistik; f. Analisis keselamatan pada sistem, instrumentasi, otomasi, kendali dan kelistrikan; g. Keselamatan terhadap kebakaran; h. Analisis bahaya (termasuk bahaya alam), mis. Analisis seismik / analisis struktural, penilaian tapak; i. Analisis perlindungan lingkungan, penilaian dampak; j. Analisis proteksi radiasi: penilaian risiko radiasi yang mungkin dan langkah-langkah perlindungan, penilaian langkah-langkah yang dimaksudkan untuk optimalisasi perlindungan; 2. TSO mendukung kegiatan seperti <ul style="list-style-type: none"> a. Survei, penelitian, pengujian dan tinjauan, serta penilaian teknologi dan material, peralatan, produksi, bangunan dan bangunan struktur, b. Dokumentasi desain dan rekayasa serta perangkat lunak. | Kemampuan dan keahlian teknis ilmu terapan, dan kemampuan khusus: Antara lain: <ul style="list-style-type: none"> - Teknik Fisika - Teknik Nuklir - Teknik Mesin - Dll |
| | | Proses tinjauan dan penilaian keselamatan | 1. Melakukan kegiatan penilaian proses yang terjadi dalam suatu kegiatan atau hasil. Proses penilaian dari TSO meliputi berbagai langkah: <ul style="list-style-type: none"> a. Tinjauan permintaan dari Badan Pengawas dan TOR terkait; b. Analisis awal dari pengajuan, penentuan dan evaluasi awal risiko yang terlibat; c. Definisi program penilaian yang harus diikuti, metode, alat, dll.; d. Tinjauan atas pengajuan dokumen izin dengan melakukan analisis melalui studi verifikasi, perhitungan, dll.; e. Verifikasi silang atau independen terhadap hasil analisis; f. Pelaporan kesimpulan analisis kepada badan pengawas atau pihak lain yang berkepentingan; g. Rekaman dokumen penting. 2. Mengendalikan dokumen hasil proses analisis sesuai Seri Standar Keselamatan IAEA No. GS-G-1.4, Dokumentasi untuk Penggunaan dalam Mengatur Fasilitas Nuklir; 3. Proses yang dilakukan TSO harus terjustifikasi dan terlacak. | |
| | | Pencantuman aspek keamanan dan antarmuka dengan keselamatan | TSO mendukung kegiatan pengawasan dengan mengatasi masalah antarmuka keselamatan dan keamanan dalam konteks tugas-tugas berikut: <ul style="list-style-type: none"> - Penyusunan persyaratan, pedoman, dan rekomendasi peraturan; - Analisis dan penilaian kondisi persyaratan peraturan saat ini; - Analisis dan penilaian pengajuan oleh pemegang lisensi; - Analisis masalah antarmuka keselamatan dan keamanan fasilitas nuklir, zat radioaktif, sumber radiasi, bahan nuklir dan fasilitas penyimpanan, termasuk perlindungan fisiknya; - Mendukung sistem negara anggota untuk penghitungan dan pengendalian bahan nuklir dan zat radioaktif serta perlindungan fisik fasilitas nuklir, sumber radiasi, fasilitas penyimpanan bahan nuklir dan zat radioaktif. | |
| MENDUKUNG PENGEMBANGAN DOKUMEN KESELAMATAN UNTUK UU, PERATURAN DAN PEDOMAN | Memberikan kontribusi pada proses pembaruan peraturan nasional serta untuk pengembangan dan pembaruan rutin pedoman dan standar internasional | <ul style="list-style-type: none"> - Memberikan dasar ilmiah dan informasi yang menjadi dasar peraturan atau pedoman untuk dikembangkan; - Menyiapkan rancangan peraturan atau pedoman itu sendiri untuk kemudian ditinjau dan disetujui oleh badan pengawas; - Mengembangkan dokumen yang mendefinisikan pandangannya sendiri tentang pendekatan keselamatan untuk mendukung penilaian keselamatan; - Meningkatkan harmonisasi dalam pembuatan peraturan perundangan; - Mengidentifikasi kebutuhan untuk kegiatan penelitian, sebelum melakukan tindakan pengawasan. | Kemampuan dan keahlian teknis ilmu terapan, dan kemampuan khusus sesuai obyek. | |

Sambungan Tabel 4

| Kegiatan Utama | Tujuan dan Ruang Lingkup | Sub Kegiatan | Kegiatan Dukungan Teknis | Kebutuhan Personil |
|---|---|---|--|--|
| MENDUKUNG INSPEKSI KEGIATAN DAN FASILITAS | TSO mendukung kegiatan inspeksi melalui persiapan, pengamatan, penilaian, peninjauan dan partisipasi langsung dan/atau tidak langsung dalam inspeksi, sebagai inspektur atau sebagai ahli | Penetapan program inspeksi | Kegiatan dapat meliputi: <ul style="list-style-type: none"> - Desain keseluruhan struktur program inspeksi untuk memverifikasi operasi pihak yang berwenang atas fasilitas sesuai dengan persyaratan peraturan; - Strategi untuk alokasi sumber daya pengawasan ke area inspeksi sesuai dengan signifikansi keselamatannya dan kinerja pemegang lisensi sebelumnya; - Pengembangan prosedur dan panduan inspeksi; - Penyiapan rencana inspeksi <ul style="list-style-type: none"> o tinjauan atas hasil dan kinerja inspeksi baru-baru ini, o masalah yang terkait dengan bidang inspeksi dan; o penilaian kemungkinan perbaikan proses regulasi yang berlaku. | Kompetensi teknis yang mendalam dalam teknologi dan keselamatan nuklir |
| | | Dukungan dalam Kegiatan Inspeksi Pengawasan | <ol style="list-style-type: none"> 1. Inspeksi yang membutuhkan pengetahuan teknis khusus, seperti: <ul style="list-style-type: none"> o perbaikan; o temuan baru dari R&D dan umpan balik pengalaman dari fasilitas atau kegiatan lain; o investigasi insiden termasuk kecelakaan dalam menentukan penyebab utama; o penilaian konsekuensi dan identifikasi tindakan pencegahan dan/atau perbaikan. 2. Kegiatan dukungan dalam evaluasi, pemantauan dan pengelolaan temuan inspeksi: <ul style="list-style-type: none"> o mengevaluasi temuan inspeksi dari sudut pandang signifikansi keselamatan; o memantau resolusi temuan inspeksi oleh pihak yang berwenang dan; o menganalisis tren dan akar penyebab temuan inspeksi untuk mencegah terulangnya. 3. Mengembangkan dan menerapkan program pelatihan untuk mempertahankan kompetensi teknisnya sehubungan dengan kegiatan inspeksi. | Kemampuan dan keahlian teknis ilmu terapan, dan kemampuan khusus sesuai obyek. |
| | | | | Kemampuan dan keahlian teknis ilmu terapan, dan kemampuan khusus sesuai obyek. |

Tabel 5: Identifikasi Kegiatan Dukungan Teknis bagi Pemilik tahap Pra Proyek, Desain, Konstruksi dan Komisioning

| Fase | Jenis Kegiatan | Tujuan | Ruang Lingkup | Kegiatan Dukungan Teknis | Kebutuhan Personil |
|------------|---------------------------------|--|---|--|---|
| Pra Proyek | Perencanaan dan Analisis Energi | <ol style="list-style-type: none"> 1. menginvestigasi dan mengevaluasi pilihan pasokan energi masa depan dalam sistem ekonomi dengan mempertimbangkan aspek a.l. manfaat sosial dan industri, serta aspek-aspek negatif, seperti dampak terhadap lingkungan 2. mempertimbangkan perencanaan sistem kelistrikan | <ul style="list-style-type: none"> - Sumber daya energi lokal; - Jangkauan ke pasar energi eksternal; - Pilihan (<i>vintage</i>) dan kinerja infrastruktur energi yang ada; - Analisis permintaan energi dan kelistrikan; - Pembangkitan listrik dan produksi bahan bakar; - Sistem transmisi dan distribusi listrik dan teknologi layanan Code, peraturan, standar, dan pengalaman operasi yang relevan. | <ul style="list-style-type: none"> - Melakukan pengumpulan dan pemantauan parameter teknis dan industri, properti dan proses - Melakukan analisis data untuk menentukan karakteristik pembangkit energi, seperti faktor beban, biaya dan keandalan - Melakukan analisis dan informasi aspek teknis pembangkit dan penggunaan energi, serta manajemen, optimalisasi, dan keberlanjutannya dari perspektif teknis, terutama dalam: <ul style="list-style-type: none"> o Pasokan bahan bakar, termasuk bahan bakar nuklir; o Kinerja teknologi pembangkitan energi, termasuk pembangkitan energi nuklir; o Teknologi dan layanan untuk pembangkitan listrik, sistem transmisi dan distribusi, termasuk eksplorasi sistem terhubung, manajemen, dan optimalisasi. - Melakukan penarikan kesimpulan yang mencakup deskripsi, perbandingan, dan peringkat opsi, dan membuat rekomendasi secara keseluruhan. - Melakukan dokumentasi pekerjaan - Memverifikasi, validasi terhadap kelayakan, kelengkapan, kewajaran | <p>Keahlian dan kemampuan teknis:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Kemampuan analitis dan pengalaman dalam operasi dan kinerja, produksi, kesehatan lingkungan, keselamatan dan ekonomi teknik - keahlian teknis (tekn industri, listrik, mesin/ mekanik, lingkungan) - Bagi negara pendatang baru, dibutuhkan keahlian teknik nuklir untuk input dan output energi, efisiensi termodinamika, kinerja dan batas kapasitas, kendala operasional dan status ketersediaan dan pengalaman teknologi PLTN |

Sambungan Tabel 5

| Fase | Jenis Kegiatan | Tujuan | Ruang Lingkup | Kegiatan Dukungan Teknis | Kebutuhan Personil |
|---|---|--|---|---|--------------------|
| Perencanaan dan Analisis Sistem Kelistrikan | Analisis sistem kelistrikan mencakup pengumpulan luas dan penilaian kegiatan dalam rentang waktu tertentu dan investigasi permintaan, pembangkitan, transmisi dan distribusi listrik, dengan mempertimbangkan keandalan dan ketersediaannya dalam mendukung strategi pembangunan nasional, regional atau utilitas | Rencana induk kelistrikan - Analisis evolusi kebutuhan kelistrikan - Analisis evolusi pembangkitan kelistrikan - Pemodelan aliran daya di jaringan grid listrik Penilaian keseimbangan permintaan pengangkutan kelistrikan | Melakukan kegiatan identifikasi, mengumpulkan (atau meminta pengumpulan), memverifikasi dan memvalidasi data, tren dan karakteristik untuk input ke dalam analisis - Analisis kualitatif dan kuantitatif terhadap permintaan listrik, pembangkitan, transmisi dan distribusi, termasuk pertimbangan dan penilaian ketersediaan, keandalan dan operasi. - Interaksi perencanaan sistem kelistrikan dengan perencanaan mengenai keseluruhan kebutuhan energi suatu negara (atau organisasi atau utilitas pemerintah lainnya); - Pengaruh perencanaan sistem kelistrikan terhadap penggunaan energi secara keseluruhan, keandalan, ketersediaan dan biaya; - Pengaruh perencanaan energi nasional secara keseluruhan pada sistem kelistrikan. - Masukan teknis dan pemahaman tentang: kebutuhan sistem jaringan kelistrikan dan masalah keberlanjutan | Keahlian dan kemampuan teknis: - Keterampilan analitis, rekayasa (teknik listrik, tetapi juga termasuk mekanik, sipil, lingkungan, teknik industri, dll dan khususnya teknik elektro), dengan pengalaman dan pengetahuan teknis dalam operasi dan kinerja berbagai sumber pembangkit berkenaan dengan pembangkit listrik, konsumsi, transmisi dan distribusi - Bagi negara pendatang baru, dibutuhkan keahlian dan kemampuan untuk memasukkan karakteristik teknis dan data kinerja untuk antarmuka PLTN, | |

Tabel 6: Identifikasi Kegiatan Dukungan Teknis bagi Pemilik tahap Operasi

| Kegiatan Utama | Tujuan dan Ruang Lingkup | Sub Kegiatan | Sub-Sub Kegiatan | Kegiatan Dukungan Teknis | Kebutuhan Personil |
|--|---|--|---|---|--------------------|
| BISNIS UTAMA OPERASI DAN KEPUTUSAN OPERASIONAL | <ol style="list-style-type: none"> Menjamin bahwa PLTN dioperasikan sesuai dengan dasar desain; Konfigurasi dan prosedur instalasi fisik yang secara memadai mencakup teknis dasar, dengan instruksi teknis yang tepat diberikan kepada personel lain dalam organisasi (misalnya operasi, staf pemeliharaan, pengadaan, dan proteksi radiasi); Setiap penyimpangan dari dasar desain pada prosedur / informasi fasilitas yang disetujui atau pada konfigurasi fisik instalasi segera terdeteksi dan diperbaiki atau direpon. | <ul style="list-style-type: none"> Kegiatan persiapan (perencanaan dan persiapan TSO) Kegiatan peragaan (menyelidiki dan memperagakan berdasarkan metode) Kegiatan konfirmasi (mengkualifikasi dan meninjau produk TSO) Kegiatan bimbingan (memberikan rekomendasi dan saran) Kegiatan antisipatif (memberikan kesadaran dalam mengantisipasi hal) Kegiatan eksplorasi (memprediksi dan membayangkan jangka panjang) | <ul style="list-style-type: none"> Tugas khusus untuk persiapan dan peragaan kegiatan biasanya meliputi: <ul style="list-style-type: none"> Identifikasi, pengumpulan (atau permintaan pengumpulan), verifikasi dan validasi data, tren dan karakteristik untuk input ke dalam analisis, termasuk identifikasi yang perlu diperbarui kemudian hari; Definisi dan pembenaran asumsi untuk analisis dan identifikasi yang membutuhkan konfirmasi dan validasi lanjutan; Pemilihan alat dan metode analisis yang berlaku; Pengkajian validitas dan kewajaran hasil, dan identifikasi input dan asumsi kunci yang memiliki dampak signifikan pada hasil; Tugas khusus untuk kegiatan persiapan dan peragaan biasanya meliputi: <ul style="list-style-type: none"> Verifikasi kelengkapan dan kebenaran input; Verifikasi kelengkapan dan kewajaran asumsi dan kesesuaiannya terhadap pembenaran dan cadangan; Verifikasi kesesuaian dan penerapan alat dan metode yang digunakan dan ketepatan penggunaannya; Verifikasi kelengkapan skenario yang dievaluasi dan identifikasi input dan asumsi utama; Validasi hasil dan verifikasi kelengkapan dan ketepatan kontingensi terkait dan keterbatasan; | Keahlian dan kemampuan teknis dan non-teknis dari seluruh anggota tim yang terlibat sebelumnya antara lain: (NUREG 0731) <ul style="list-style-type: none"> Nuklir; Mesin; Struktur, kelistrikan Sistem fluida dan termohidrolik; Material dan metalurgi; Rekayasa instrumentasi dan kendali; Kimia. | |

Sambungan Tabel 6

| Kegiatan Utama | Tujuan dan Ruang Lingkup | Sub Kegiatan | Sub-Sub Kegiatan | Kegiatan Dukungan Teknis | Kebutuhan Personil |
|----------------|--------------------------|------------------------------------|------------------|--|--|
| | | | Analisis Teknik | <ul style="list-style-type: none"> Pengembangan desain dan batas operasi, margin, prasyarat, kondisi, persyaratan, standar dan target berdasarkan pada dasar-dasar teknis dan ilmiah dan keahlian untuk digunakan dalam operasi selama, andal dan efisien; Prediksi, pemodelan dan antisipasi respon dan perilaku SSK pada kondisi normal, abnormal dan kecelakaan; Merekam dasar analitik fasilitas dan informasi pendukung untuk dimasukkan dalam desain instalasi dan dokumen konfigurasi yang akan digunakan sebagai referensi dalam semua kegiatan operasional; | Keahlian dan kemampuan teknis dan non-teknis dari seluruh anggota tim yang terlibat sebelumnya |
| | | Pemantauan dan Pengamatan Rekeyasa | | <p>Memantau dan mengamati tren karakteristik dan perilaku instalasi, terutama yang penting untuk keselamatan dan kinerja, serta menganalisis dan mengevaluasi terhadap tujuan desain dan persyaratan serta harapan kinerja, memprediksi tindakan untuk operasi dan pemeliharaan.</p> <p>Beberapa bidang ini termasuk dalam kegiatan pemantauan dan pengawasan rekeyasa adalah:</p> <ul style="list-style-type: none"> Kinerja bahan bakar dan teras (mis. daya neutron dan termal, distribusi daya teras, aktivitas RCS), untuk pengkajian bahan bakar dan integritas kelongsong; Karakteristik mekanik (misalnya getaran, kelembaban, suhu, tekanan, aliran, kebisingan), untuk struktur integritas sistem dan komponen; Transien instalasi (mis. variasi daya, suhu, tekanan, aliran), untuk penilaian kelelahan (fatigue); Kimia air sistem primer dan sekunder (mis. pengotor dan pengawet kimia), untuk pengkajian erosi dan korosi; Tingkat radiasi, untuk pengkajian integritas perisai, dan proteksi radiologis dan lingkungan; | Keahlian dan kemampuan teknis dan non-teknis dari seluruh anggota tim yang terlibat sebelumnya Untuk keperluan modifikasi, dibutuhkan keahlian sesuai kebutuhan terutama TSO eksternal. |

Tabel 7: Identifikasi Kegiatan Dukungan Teknis bagi Pemilik tahap Dekomisioning

| Kegiatan Utama | Tujuan dan Ruang Lingkup | Kegiatan Dukungan Teknis | Kebutuhan Personil |
|--|---|--|---|
| Pra-proyek hingga tahap akhir operasi | Pembentukan dan pemeliharaan strategi dekomisioning, mencakup pengelolaan limbah radioaktif, adalah untuk menjamin bahwa instalasi didesain dan dioperasikan dengan pengelolaan limbah radioaktif dan tahap akhir fasilitas sudah dipertimbangkan | <p>Mengumpulkan dan mengkaji data yang tersedia dan mempertimbangkan semua faktor teknis kunci dan yang berpotensi penting;</p> <p>Merumuskan pilihan strategis dan memilih strategi optimal, yang bergantung pada kebutuhan teknis, prioritas, kendala, dan informasi teknis tentang infrastruktur khusus untuk fasilitas (atau fasilitas masa depan), pemilik atau negara;</p> <p>Mempersiapkan perspektif teknis tentang metode dan jadwal dekomisioning, seperti pembongkaran segera atau ditangguhkan atau mengubah fasilitas menjadi bentuk pembuangan limbah (mis. penguburan/entombment);</p> <p>Mengidentifikasi dan menjaga informasi teknis yang diperlukan;</p> <p>Memainkan peran perantara teknis antara pemangku kepentingan (mis. NEPIO, badan pengawas, pemilik, operator masa depan, masyarakat atau wakil terpilih).</p> <p>Menjadikan akumulasi pengetahuan dan informasi tersedia</p> | Keahlian dan kemampuan teknis di: <i>project management; geosciences (geochemistry), civil engineering (hydrology, geotechnical engineering, electronic engineering), chemistry (radioanalytical chemistry), engineering, computational sciences (mathematical modeling), economics and communication.</i> |
| Transisi dari operasi ke dekomisioning | Penghentian operasi dan secara permanen memadamkan PLTN, yang menandai dimulainya periode transisi yang akan berlangsung hingga akhir operasi sebenarnya. | <p>Pengumpulan informasi dan analisis sebelum pemadaman reaktor (dokumen pengalaman operasi, akumulasi limbah radiologis, insiden, inventori bahan nuklir, dan dokumen konfigurasi fasilitas).</p> <p>Penentuan peralatan terpasang yang harus dipertahankan untuk digunakan dalam dekomisioning (<i>crane</i>, ventilasi, dll.).</p> <p>Persiapan modifikasi desain dan rekeyasa dalam persiapan tahap dekomisioning sesuai dengan rencana dekomisioning dan semua dokumen terkait. Modifikasi tersebut mencakup, misalnya, membongkar SSK, mengkonfigurasi perisai radiasi, atau merancang atau memasang fasilitas, struktur, dan peralatan untuk pengemasan, penyimpanan, atau pengangkutan.</p> | Keahlian dan kemampuan teknis di: Manajemen proyek; Manajemen keselamatan; Fisika kesehatan dan kendali radiasi; Jaminan Mutu; Limbah radiologis; Manajemen keuangan dan akuntansi; Manajemen personalia; Kontrak dan manajemen pengadaan; |

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** *D. T. Sony Tjahyani***Instansi :** *PTKRN - BATAN*Pertanyaan:

- a) Contoh dari TSO internal dan eksternal itu apa? Dan bagaimana kesiapannya di Indonesia?

Jawaban:

- a) Seperti yang dijabarkan dalam isi makalah, perbedaan internal dan eksternal TSO adalah posisi bagian/divisi tersebut berada dalam suatu institusi. In case of PLTN sudah dibangun, oleh BUMN/swasta. Berdasarkan diskusi dengan NS dari BATAN, maka BATAN secara hukum perundangan maka dapat di posisikan sebagai TSO oleh Badan pengawas atau institusi lain, secara eksternal. Saya rasa BATAN memiliki unit kerja PTKRN yang diposisikan sebagai think tank untuk teknologi nuklir. Think tank tersebut adalah yang disebut TSO internal. Terkait pertanyaan kedua, Berdasarkan hasil diskusi dengan NS dari BATAN, bahwa beliau mengklaim BATAN telah memiliki kesiapan SDM untuk menjadi TSO dalam pembangunan dan pengoperasian PLTN. Di sisi lain, tidak dapat dipungkiri bahwa ada beberapa disiplin dan pengetahuan yang perlu ditingkatkan dan dipenuhi kebutuhan SDM di Indonesia, sehingga menggunakan TSO eksternal (baik secara nasional maupun internasional) adalah suatu keniscayaan.

2. **Penanya :** *Arifin M. Wibowo***Instansi :** *BAPETEN*Pertanyaan:

- a) Konsep Sertifikasi yang mana yang cocok untuk

inspektur keselamatan nuklir?

Jawaban:

- a) Sertifikasi yang dijabarkan di makalah adalah pilihan yang mungkin dapat digunakan. Pada dasarnya sertifikasi fungsinya adalah untuk menetapkan batas standar minimum yang harus dipenuhi oleh pekerja di industri nuklir (baik untuk operator/ regulator) baik secara teknis dan non teknis (integritas, code of conduct, dll). Kalau kita lihat SKKNI terdapat tingkatan yang dapat dibedakan berdasarkan level 1-9. Dari penjelasan tersebut, tidak menutup kemungkinan skema tersebut dapat dimanfaatkan.

3. **Penanya :** *Jaja Sukmana***Instansi :** *PRSG- BATAN*Pertanyaan:

- a) TSO utk badan pengawas dan pemilik instalasi harus berbeda/independent, apakah sdh teridentifikasi perbedaan tersebut pd masing2 level? misalnya bid budkes apa? bid analisis keselamatan apa?

Jawaban:

- a) Pada dasarnya syarat2 IAEA General safety Guide No. 12 adalah suatu keharusan dimiliki oleh TSO. Detail perbedaan antara badan pengawas dan operator tidak dibahas dalam kajian. Tapi dilihat dari common understanding bahwa tidak ada perbedaan yang mendasar karena semua berujung pada prioritas utama yaitu keselamatan instalasi, pekerja, masy dan lingkungan.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Usulan Pengaturan Komunikasi Publik dalam Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir

Fery Putrawan Cusmanri^{1*}

¹Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN, Jakarta

f.putrawan@bapeten.go.id

ABSTRAK

Full Presentation

Komunikasi publik merupakan salah satu hal yang penting dalam penanggulangan kedaruratan nuklir. Hal ini karena dalam tahap penanggulangan kedaruratan nuklir terdapat proses penyampaian informasi kepada masyarakat di antaranya tentang tempat evakuasi, pembatasan konsumsi makanan dan minuman, dan instruksi lainnya. Sehingga jika terdapat informasi yang tidak tepat dapat menimbulkan resiko keselamatan hingga menimbulkan keresahan di masyarakat. Pengaturan mengenai komunikasi publik dalam penanggulangan kedaruratan nuklir pada Peraturan Kepala (Perka) Bapeten Nomor 1 Tahun 2010 tentang Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir dinilai sudah kurang mampu terap dengan perkembangan standar internasional seiring terbitnya GSR Part 7 yang terbit pada tahun 2015 dan GSG 14 yang terbit pada tahun 2020. Oleh karena itu dilakukan telaah untuk mengetahui hal-hal yang penting yang dapat dijadikan pertimbangan dalam penyusunan rancangan peraturan pengganti Perka Bapeten Nomor 1 Tahun 2010 untuk aspek komunikasi publik berdasarkan persyaratan yang ada di GSR Part 7 dan GSG 14 serta diperkaya dengan pengaturan negara lain yaitu Petunjuk Perencanaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir (*Nuclear Emergency Planning and Response Guidance*) yang diterbitkan oleh Pemerintah *United Kingdom* dan Pengelolaan Kedaruratan Nuklir dan Radiologi (*Management of Nuclear and Radiological Emergencies*) yang diterbitkan oleh Otoritas Pengelolaan Bencana Nasional (*National Disaster Management Authority*) India. Dari hasil telaah didapatkan beberapa aspek yang dapat dipertimbangkan dalam pengaturan komunikasi publik saat kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir yaitu Peninjauan Efektivitas Komunikasi Publik Secara Berkala; Manajemen Berita Palsu, Informasi Sesat, dan Rumor; Program Komunikasi Publik; Infrastruktur dan Sumber Daya; dan Manajemen Media.

Kata Kunci: Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir, Komunikasi Publik, Bencana

1 Pendahuluan

Pada tahun 2010 terjadi bencana alam berupa erupsi gunung Merapi yang terjadi di Provinsi Daerah Istimewa Yogyakarta (DIY). Sebagai salah satu bencana alam terbesar di Indonesia dengan lebih dari tiga ratus orang meninggal dunia, kejadian ini menjadi salah satu topik yang diserbu media saat itu. Namun, peliputan yang tidak terarah dengan baik ini justru mengarah kepada kesalahan informasi yang menimbulkan keresahan di masyarakat. Di antara kesalahan informasi oleh media yang disorot oleh Imam Wahyudi, Anggota Dewan Pers pada erupsi gunung Merapi pada tahun 2010 yaitu jangkauan luncuran awan panas yang lebih luas dari yang sebenarnya [1]. Informasi tentang jangkauan luncuran awan panas ini tentunya merupakan informasi yang sangat penting karena berkaitan dengan keselamatan dan tata cara evakuasi penduduk. Kesalahan informasi ini akhirnya berakibat adanya keresahan dari anggota masyarakat.

Dalam rezim penanggulangan bencana, penyampaian informasi kepada publik termasuk dalam komunikasi publik saat situasi kedaruratan. Undang-Undang Nomor 24 Tahun 2007 tentang Penanggulangan Bencana menuliskan bahwa informasi mengenai kebijakan penanggulangan bencana merupakan salah satu hak masyarakat. Lebih lanjut,

SKN 2021

peraturan ini juga mengatur tentang mekanisme pemberian informasi tentang kesiapsiagaan dan penanggulangan bencana kepada masyarakat [2].

Pentingnya komunikasi publik saat kedaruratan nuklir juga diimplementasikan dalam pengaturan kedaruratan nuklir di berbagai negara. Di antaranya di India dan *United Kingdom* (UK). Melalui dokumen Pengelolaan Kedaruratan Nuklir dan Radiologi (*Management of Nuclear and Radiological Emergencies*), Otoritas Pengelolaan Bencana Nasional (*National Disaster Management Authority*) India memberikan detail pengaturan mengenai komunikasi publik yang tersebar di berbagai tempat dalam dokumen tersebut sedangkan pemerintah UK melalui Petunjuk Perencanaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir (*Nuclear Emergency Planning and Response Guidance*) memberikan satu subbab khusus yang berbicara tentang komunikasi publik.

IAEA sebagai badan pengawas pemanfaatan tenaga nuklir internasional menerbitkan *General Safety Requirement (GSR) Part 7* tentang Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir atau Radiologi (*Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency*) pada tahun 2015 untuk menggantikan GS-R-2 dengan judul yang sama. Di antara latar belakang utama direvisinya GS-R-2 adalah untuk mengakomodir pengalaman-pengalaman yang didapatkan dari kejadian kecelakaan Fukushima Daiichi [3]. Komunikasi publik sendiri masuk sebagai salah satu persyaratan dalam *GSR Part 7* tersebut. Komunikasi publik dilakukan untuk memberikan informasi yang penting kepada masyarakat terkait kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir. Informasi ini diberikan kepada penduduk yang ada di zona perencanaan (*emergency planning zone*) dan zona kedaruratan nuklir yang diperluas (*emergency planning distance*). Informasi yang diberikan mencakup informasi yang diperlukan untuk perlindungan penduduk, peringatan dan instruksi tentang tindakan yang harus diambil. Dalam *GSR Part 3* tentang Proteksi Radiasi dan Keselamatan Sumber Radiasi Pion (*Radiation Protection and Safety of Radiation Source*) salah satu bagian yang harus tersedia dalam sistem manajemen kedaruratan adalah komunikasi yang andal, termasuk informasi publik [4].

Bapeten sebagai lembaga pemerintah yang memiliki tugas dan fungsi untuk menerbitkan peraturan perundang-undangan tentang keselamatan di bidang ketenaganukliran [5] telah menerbitkan Peraturan Kepala Bapeten Nomor 1 Tahun 2010 tentang Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir yang di dalamnya telah memasukkan kewajiban pemegang izin untuk memberikan informasi kepada masyarakat [6]. Perka ini disusun berdasarkan GS-R-2 tentang Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir atau Radiologi (*Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency*) yang saat ini telah digantikan dengan *GSR Part 7*. Oleh karena itu dapat dikatakan bahwa Perka ini belum cukup mengakomodir perkembangan kebijakan serta kondisi terkini sehingga perlu untuk dilakukan penyesuaian dengan standar internasional terbaru.

Berbicara lebih rinci mengenai komunikasi publik, IAEA sendiri pada tahun 2020 telah menerbitkan *General Safety Guide (GSG)-14* tentang Metode untuk Pengembangan Strategi dan

Rencana Komunikasi untuk Kedaruratan Nuklir atau Radiologi (*Method for Developing a Communication Strategy and Plan for a Nuclear or Radiological Emergency*) yang berisi pengaturan lebih rinci mengenai komunikasi publik dalam kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir. Makalah ini disusun untuk menyajikan secara ringkas hal-hal yang dapat dipertimbangkan sebagai norma yang dapat dimasukkan ke dalam rancangan peraturan atau pedoman dalam melakukan komunikasi publik pada kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir.

2 Metodologi

Makalah ini disusun dengan melakukan telaah terhadap dua referensi utama yaitu *GSR Part 7* dan *GSG-14* yang diperkaya dengan pengaturan mengenai komunikasi publik dalam kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir dari negara lain yaitu Petunjuk Perencanaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir (*Nuclear Emergency Planning and Response Guidance*) yang diterbitkan oleh Pemerintah UK dan Pengelolaan Kedaruratan Nuklir dan Radiologi (*Management of Nuclear and Radiological Emergencies*) yang diterbitkan oleh Otoritas Pengelolaan Bencana Nasional (*National Disaster Management Authority*) India. Dari hasil telaah kemudian disimpulkan pengaturan-pengaturan yang penting untuk dipertimbangkan dalam penyusunan rancangan Perba tentang kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir.

3 Landasan Teori

3.1 Peran Komunikasi dalam Penyebaran Informasi

Menurut Kamus Besar Bahasa Indonesia (KBBI), komunikasi adalah pengiriman dan penerimaan pesan atau berita antara dua orang atau lebih sehingga pesan yang dimaksud dapat dipahami [7]. Dari definisi ini kita dapat melihat komunikasi yang efektif dapat membantu setiap individu untuk mendapatkan informasi yang jelas dan lengkap tentang suatu permasalahan. Untuk mencapai komunikasi yang efektif maka perlu untuk mempertimbangkan beberapa faktor yang mempengaruhi efektivitas komunikasi. Faktor-faktor tersebut antara lain karakteristik pendengar [8] dan media penyampaian informasi [9]. Karakteristik ini termasuk umur, pendidikan, kompetensi, budaya, dan bahasa [8]. Familiaritas pendengar dengan media komunikasi yang digunakan, secara verbal maupun non-verbal, secara tradisional maupun digital juga harus dipertimbangkan [9].

Adapun faktor penghambat komunikasi efektif antara lain masalah dalam mengembangkan informasi dikarenakan munculnya keragu-raguan tentang informasi, kurang terbiasa dengan situasi yang ada atau dengan orang yang akan menerima. Disamping itu, dimungkin juga adanya pertentangan emosi, atau kesulitan dalam mengekspresikan ide atau gagasan; penggunaan media penyampaian informasi yang kurang tepat; terjadi distraksi saat menerima informasi;

dan perbedaan cara penafsiran informasi yang disebabkan perbedaan latar belakang, penafsiran makna, perbedaan reaksi emosional, dan lain-lain [10].

3.2 Urgentitas Komunikasi Publik dalam Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan

Komunikasi publik pada tahap kesiapsiagaan hingga penanggulangan kedaruratan merupakan satu hal yang sangat penting. Menurut laporan kecelakaan Fukushima yang diterbitkan oleh IAEA komunikasi publik tentang efek radiasi sangat penting untuk masyarakat sehingga masyarakat dapat memahami strategi perlindungan, mengurangi kekhawatiran, dan mendukung inisiatif perlindungan [11]. Menurut GSR Part 7 di antara informasi penting yang harus diketahui masyarakat pada saat terjadi kedaruratan adalah lokasi tempat penampungan sementara dan pembatasan konsumsi bahan makanan dan minuman di dalam zona perencanaan pengawasan bahan pangan (*ingestion and commodities planning zone*) [3]. Oleh karena itu kejelasan dan keakuratan informasi yang diberikan kepada masyarakat memegang peranan yang sangat penting dalam memastikan keselamatan masyarakat. Informasi tempat penampungan sementara dapat mencegah masyarakat untuk terkena paparan radiasi berlebih. Jika masyarakat tidak mengetahui letak tempat berlindung maka persebaran individu menjadi tidak terkendali dan beresiko terkena paparan yang semakin banyak. Sedangkan konsumsi makanan yang terkontaminasi dapat memberikan efek jangka panjang yang tidak diinginkan di kemudian hari.

Di lain pihak, isu komunikasi publik yang kerap terjadi adalah munculnya berita palsu (hoaks). Berdasarkan survei yang dilakukan oleh Asosiasi Penyelenggara Jasa Internet Indonesia (APJII) jumlah pengguna internet di Indonesia mencapai 73,7% dari total penduduk Indonesia per Juni 2020 [12]. Dari total pengguna internet tersebut lebih dari 95% di antaranya menggunakan telepon genggam sebagai sarana untuk terhubung dengan internet. Tingginya jumlah pengguna internet ini menunjukkan pentingnya pemantauan berita di media massa dan media sosial untuk mengatasi keberadaan informasi atau berita sesat (hoaks), terutama karena telepon genggam yang merupakan sarana utama dalam akses internet saat ini telah menjadi barang yang paling mudah didapatkan di kehidupan sehari-hari.

Menurut data dari Kementerian Komunikasi dan Informatika (Kemenkominfo), pada rentang Agustus 2018 hingga November 2019 terdapat sejumlah 3.901 hoaks, kabar bohong, dan berita palsu [13]. Topik bencana merupakan salah satu 'santapan lezat' yang paling diminati oleh pembuat hoaks. Dari data Kemenkominfo yang disebutkan sebelumnya, tema bencana alam menempati urutan kelima untuk kategori hoaks lokal setelah topik mengenai politik, pemerintahan, kesehatan, dan fitnah. Kerentanan topik bencana untuk menjadi objek pembuatan hoaks, informasi yang keliru, atau rumor yang tidak jelas kebenarannya membuat proses klarifikasi dan verifikasi menjadi penting.

Maraknya hoaks dapat menimbulkan keresahan, ketakutan, dan kebencian di antara masyarakat. Hal ini dapat menimbulkan dampak buruk yang tidak diinginkan

seperti semakin sulitnya koordinasi, ketidakpercayaan terhadap kebijakan penanggulangan, atau bahkan tindakan pemboikotan. Sehingga, pelaksanaan penanggulangan bencana justru tidak dapat berjalan baik dan menimbulkan efek buruk terhadap keselamatan. Dari sini, kejelasan penyampaian informasi berperan penting sehingga masyarakat memiliki pemahaman yang tepat terhadap permasalahan yang sedang terjadi. Selain itu, sumber informasi yang baku dapat menjadikan rujukan baku untuk masyarakat sehingga dapat mereduksi kebimbangan dan keraguan terhadap isu yang sifatnya simpang siur.

3.3 Tujuan Pengaturan tentang Komunikasi Publik dalam Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan

Menurut GSG 14 tujuan dari komunikasi publik untuk kedaruratan nuklir dan/atau radiologi adalah untuk melindungi masyarakat, memberikan informasi kepada masyarakat baik pada tahap kesiapsiagaan dan selama penanggulangan, tindakan perlindungan dan tindakan penanggulangan lainnya, dan sifat bahaya apa pun, dan untuk memfasilitasi tindakan tanggap darurat. Selain itu untuk mendapatkan kepercayaan masyarakat dalam penanggulangan kedaruratan melalui transparansi, ketepatan waktu, kejelasan dan keakuratan tindakan penanggulangan, menangani keprihatinan masyarakat sehubungan dengan potensi konsekuensi yang merugikan bagi kehidupan manusia, kesehatan, properti dan lingkungan, mengatasi keprihatinan masyarakat sehubungan dengan potensi kerugian yang merugikan kehidupan manusia, kesehatan, properti dan lingkungan, mengonfirmasi informasi dan rumor yang salah, dan memungkinkan pihak yang berkepentingan membuat keputusan yang tepat [14].

4 Hasil dan Pembahasan

Dari telaah terhadap GSR Part 7, beberapa hal yang dapat dipertimbangkan dalam pengaturan komunikasi publik pada kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir adalah:

4.1 Peninjauan Efektivitas Komunikasi Publik Secara Berkala

Salah satu aspek yang termaktub dalam GSR Part 7 adalah mengenai peninjauan efektivitas komunikasi publik secara berkala. Peninjauan berkala merupakan salah satu aspek yang penting dalam mencapai tujuan atau mutu suatu proses atau kegiatan. Walaupun pada dasarnya GSR Part 7 tidak mempersyaratkan peninjauan berkala pada semua kategori bahaya radiologi namun menimbang kebermanfaatannya hal ini maka tetap dipertimbangkan untuk masuk dalam pengaturan mengenai komunikasi publik.

4.2 Manajemen Berita Palsu, Informasi Sesat, dan Rumor

Seperti yang telah dijelaskan pada bagian landasan teori, keberadaan berita palsu, informasi sesat dan rumor dapat memberikan efek buruk yang sangat signifikan dalam pelaksanaan penanggulangan kedaruratan serta keselamatan masyarakat. Hal ini juga menjadi salah satu persyaratan yang tercantum dalam GSR Part 7, yaitu ketentuan untuk mengidentifikasi dan mengatasi, sejauh dapat dilakukan, kesalahpahaman, rumor dan informasi yang tidak benar dan menyesatkan yang mungkin beredar secara luas dalam kedaruratan nuklir atau radiologi. Walaupun pada dasarnya persyaratan dalam GSR Part 7 ditujukan untuk pemerintah, namun sangat direkomendasikan untuk mempersyaratkan strategi atau kebijakan PI dalam mengatasi berita palsu, informasi sesat, dan rumor.

Dari telaah terhadap GSG 14, beberapa rincian yang dapat dipertimbangkan dalam pengaturan komunikasi publik pada kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir adalah:

4.3 Program Komunikasi Publik

Program komunikasi publik adalah pengaturan yang dibuat pada tahap kesiapsiagaan untuk menyelenggarakan komunikasi publik selama keadaan darurat nuklir atau radiologi. Program komunikasi publik ini antara lain berisi strategi komunikasi publik yang menyatakan tujuan utama dan pendekatan komunikasi publik saat kedaruratan, rencana komunikasi publik, dan infrastruktur dan sumber daya yang dibutuhkan.

a. Strategi Komunikasi Publik

Sebuah strategi komunikasi publik diperlukan untuk mengidentifikasi isu-isu pokok, target audiens, informasi yang akan disampaikan dan strategi penyampaian yang tepat. Pendekatan bertingkat juga perlu untuk dipertimbangkan dalam penyiapan strategi komunikasi publik berdasarkan karakteristik kedaruratan, besarnya dampak yang timbul serta pengaruhnya pada masyarakat.

b. Rencana Komunikasi Publik

Rencana komunikasi publik disusun untuk menjabarkan tugas, wewenang, prinsip-prinsip, dan konsep dalam melakukan komunikasi publik selama kedaruratan [15]. Rencana komunikasi publik juga berisi deskripsi fungsi komunikasi, termasuk sumber daya, infrastruktur, pengaturan, personil, organisasi penanggulangan, serta kegiatan untuk mendukung penanggulangan komunikasi publik.

4.4 Infrastruktur dan Sumber Daya

a. Sumber Daya Manusia

PI harus menyediakan sumber daya manusia (SDM) yang cukup untuk melakukan komunikasi publik saat kedaruratan

nuklir. Perhitungan kebutuhan SDM ini bisa dimasukkan ke dalam program komunikasi publik sehingga dapat menjamin ketersediaan informasi jika dibutuhkan oleh media atau masyarakat, jika perlu selama 24 jam sehari selama kedaruratan. SDM yang dibutuhkan mencakup juru bicara, juru tulis materi, hingga pakar yang dapat memberikan informasi yang penting kepada publik serta penerjemah jika diperlukan.

Pemain kunci dalam komunikasi publik kedaruratan adalah juru bicara dan juru tulis materi. Juru bicara, sebagai wajah dari PI bertugas menyampaikan hal-hal penting terkait kedaruratan sehingga PI harus menetapkan kualifikasi yang tepat sebelum menentukan personil yang bertugas sebagai juru bicara. Kualifikasi ini harus mencakup kualifikasi teknis serta kemampuan berbicara yang baik. Sedangkan juru tulis materi bertugas untuk menyusun ringkasan materi yang akan disampaikan oleh juru bicara ke media. Juru tulis materi harus memiliki kualifikasi teknis serta penyusunan kalimat yang baik. Petunjuk Perencanaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir yang diterbitkan oleh Pemerintah UK bahkan menyarankan untuk melakukan pelatihan terlebih dahulu kepada juru bicara jika diperlukan [16]. Hal ini juga dapat dipertimbangkan untuk masuk ke dalam persyaratan yang ada dalam rancangan Perba dan termasuk dalam pelatihan dan geladi kedaruratan.

b. Infrastruktur

Infrastruktur yang menjamin kelancaran komunikasi publik harus selalu tersedia sehingga dapat langsung digunakan ketika dibutuhkan. Penerapan rantai pasok yang baik dalam penyediaan infrastruktur dan komponen pendukungnya juga harus diterapkan sebagai bagian dari sistem manajemen. Mengutip GSR Part 2, manajemen rantai pasok merupakan satu bagian penting dalam sistem manajemen yang harus diperhatikan oleh PI untuk menjamin keselamatan [17]. Sehingga manajemen rantai pasok pun sangat penting untuk menjamin kelancaran komunikasi publik.

Di antara infrastruktur yang penting adalah pusat informasi luar tapak. Pusat informasi ini digunakan sebagai rujukan baku oleh media atau masyarakat dalam mendapatkan informasi terkini tentang kedaruratan yang terjadi di fasilitas/instalasi. Oleh karena itu pusat informasi ini harus senantiasa saling terintegrasi serta termutakhirkan dengan kondisi terkini. Pusat informasi ini sendiri tidak dijelaskan lebih rinci apa saja di dalam GSG 14. Namun secara umum dapat dikatakan semua jenis media yang umum digunakan seperti internet, media sosial, media massa, telepon, fax, dan lain-lain. Pusat informasi juga menjadi salah satu fasilitas yang disebutkan dalam dokumen Pengelolaan Kedaruratan Nuklir dan Radiologi yang diterbitkan oleh Otoritas Pengelolaan Bencana Nasional India [18]. Penggunaan akun media sosial dan laman resmi juga dipersyaratkan dalam Petunjuk Perencanaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir yang diterbitkan oleh Pemerintah UK [16]. Penulis juga menganjurkan sebagai bagian dari informasi terpusat dengan memberikan tanggungjawab dan wewenang kepada juru bicara sebagai satu-satunya sumber informasi personal. Informasi mengenai akses Pusat Informasi ini harus dimasukkan sebagai bagian dari pelatihan dan

geladi kedaruratan sehingga dapat diketahui oleh masyarakat setempat atau pemangku kepentingan lainnya.

c. Redundansi

Menurut Peraturan Pemerintah Nomor 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir, yang dimaksud dengan redundansi adalah upaya duplikasi struktur, sistem, dan komponen, baik yang identik ataupun berbeda, sehingga berfungsi sesuai persyaratan baik dalam kondisi operasi maupun kondisi gagal, atau upaya menambah perlengkapan sejenis atau berlainan jenis menjadi lebih dari jumlah minimum komponen atau sistem yang dibutuhkan, sehingga hilangnya salah satu komponen atau sistem tersebut tidak mengakibatkan hilangnya seluruh fungsi yang disyaratkan [19]. Konsep yang sama dapat diterapkan pada infrastruktur komunikasi publik dimana infrastruktur yang ada harus menyediakan cadangan sehingga ketika infrastruktur utama mengalami kendala dapat digunakan peralatan atau sistem lainnya untuk menjalankan fungsi komunikasi publik.

4.5 Manajemen Media

a. Komunikasi dengan Media Massa

Sebagai penerapan dari ketepatan waktu penyampaian informasi, komunikasi dengan media massa tetap diperlukan agar masyarakat segera dapat mengetahui hal-hal penting yang perlu untuk diketahui selama kedaruratan, terlebih untuk masyarakat yang tinggal di daerah tertinggal atau jaringan komunikasi yang terbatas. Media massa yang dilibatkan oleh PI tidak hanya terbatas pada media massa nasional namun juga media massa lokal. PI harus mempertimbangkan pengaturan untuk secara rutin melibatkan media dalam penyampaian perkembangan kedaruratan untuk meminimalisir kemungkinan kesalahan informasi.

5 Kesimpulan

Komunikasi publik merupakan salah satu tahapan yang penting pada saat terjadi kedaruratan nuklir. Dengan komunikasi publik yang efektif, informasi yang penting untuk keselamatan masyarakat dapat tersampaikan dengan baik. Selain itu, tingkat keresahan masyarakat akibat terjadinya kedaruratan nuklir atau radiologi dapat dikurangi secara signifikan. Mengingat pentingnya komunikasi publik, diperlukan suatu pengaturan tentang komunikasi publik saat kedaruratan nuklir atau radiologi. Dari hasil kajian terhadap dua referensi utama yaitu GSR *Part 7* dan GSG-14 yang diperkaya dengan pengaturan mengenai komunikasi publik dalam kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir dari negara lain yaitu Petunjuk Perencanaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir (*Nuclear Emergency Planning and Response Guidance*) yang diterbitkan oleh Pemerintah UK dan Pengelolaan Kedaruratan Nuklir dan Radiologi (*Management of Nuclear and Radiological Emergencies*) yang diterbitkan oleh

Otoritas Pengelolaan Bencana Nasional (*National Disaster Management Authority*) India, beberapa hal penting yang direkomendasikan untuk dipertimbangkan dalam pengaturan tentang komunikasi publik saat kedaruratan nuklir atau radiologi adalah Peninjauan Efektivitas Komunikasi Publik Secara Berkala; Manajemen Berita Palsu, Informasi Sesat, dan Rumor; Program Komunikasi Publik; Infrastruktur dan Sumber Daya; dan Manajemen Media.

Daftar Pustaka

- [1] Tempo Dewan Pers Ini Kesalahan Media Dalam Peliputan Bencana <https://nasional.tempo.co/read/779493/dewan-pers-ini-kesalahan-media-dalam-peliputan-bencana> (accessed Jul. 19, 2021)
- [2] Republik Indonesia (2007) Undang-Undang Nomor 24 Tahun 2007 tentang Penanggulangan Bencana, Jakarta
- [3] International Atomic Energy Agency (2015) GSR Part 7 - Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, Vienna: International Atomic Energy Agency
- [4] International Atomic Energy Agency (2014) GSR Part 3 - Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, Vienna: International Atomic Energy Agency
- [5] Republik Indonesia (1997) Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, Jakarta
- [6] Badan Pengawas Tenaga Nuklir (2010) Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 1 Tahun 2010 tentang Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir, Jakarta
- [7] KBBI, Kamus Besar Bahasa Indonesia (KBBI), Kamus Besar Bahasa Indonesia (KBBI), 2016. <https://kbbi.kemdikbud.go.id/entri/komunikasi> (accessed Jul. 19, 2021)
- [8] Azainil (2005) Faktor-Faktor yang Mempengaruhi Keefektifan Komunikasi Kelompok Tani, pp. 1–6, 2005
- [9] Rismayanti (2018) Hambatan Komunikasi Yang Sering Dihadapi Dalam Sebuah Organisasi, Al-Hadi, vol. 4, no. 1, pp. 825–834
- [10] Zaenal Mukarom (2020) Teori-Teori Komunikasi, I. Bandung: Jurusan Manajemen Dakwah Fakultas Dakwah dan Komunikasi UIN Sunan Gunung Djati Bandung
- [11] International Atomic Energy Agency (2015) The Fukushima Daiichi Accident Report by the Director General, Vienna: International Atomic Energy Agency
- [12] APJII (2020) Laporan Survei Internet APJII 2019 – 2020, Asos. Penyelenggara Jasa Internet Indones., vol. 2020, pp. 1–146, [Online]. Available: <https://apjii.or.id/survei>.
- [13] Kementerian Komunikasi dan Informatika (2019) Selama November 2019, Kementerian Kominfo Identifikasi 260 Hoaks, Total Hoaks Sejak Agustus 2018 Menjadi 3.901, <https://kominfo.go.id/content/detail/23054/siaran-pers-no>

217hmkominfo122019-tentang-selama-november-2019-kementerian-kominfo-identifikasi-260-hoaks-total-hoaks-sejak-agustus-2018-menjadi-3901/0/siaran_pers#:~:text=Sehingga total jumlah hoaks yang,2018 sa. (accessed Jul. 19, 2021)

- [14] International Atomic Energy Agency (2020) GSG-14 Arrangements for Public Communication in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, Vienna: International Atomic Energy Agency
- [15] International Atomic Energy Agency (2015) "Method for Developing a Communication Strategy and Plan for a Nuclear or Radiological Emergency, Vienna: International Atomic Energy Agency
- [16] UK Government (2015) Nuclear Emergency Planning and Response Guidance, UK Government.
- [17] International Atomic Energy Agency (2016) GSR Part 2 - Leadership and Management for Safety. Vienna: International Atomic Energy Agency
- [18] National Disaster Management Authority (2009) National Disaster Management Guidelines - Management of Nuclear and Radiological Emergencies. New Delhi.
- [19] Republik Indonesia (2012) Peraturan Pemerintah Nomor 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir. Jakarta

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** *Tri Djatmiko Sukoharto*

Instansi : BAPETEN

Pertanyaan:

- a) Bagaimana efektifitas komunikasi publik BAPETEN hasil kajian Pak Ferry dalam kasus BATAN Indah terhadap hoax atau informasi palsu??

Jawaban:

- a) Secara umum yang dipraktekkan oleh Bapeten sudah baik dengan adanya juru bicara yang mewakili lembaga ditambah dengan adanya press release yang dapat menjadi acuan publik dalam mendapatkan informasi



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Evaluasi Tingkat Kepuasan Pengguna Balis Sukses 1.5 dengan Menggunakan Metode *End User Computing Satisfaction* (EUCS)

Deddy Rusdiana¹ dan Rini Suryanti¹

¹Direktorat Keteknikan dan Kesiapsiagaan Nuklir, BAPETEN, Jakarta

d.rusdiana@bapeten.go.id

ABSTRAK

Makalah ini disusun untuk mengetahui tingkat kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5 dengan tujuan agar sekretariat uji kesesuaian mendapatkan gambaran tingkat kepuasan pengguna dan mendapatkan data untuk melakukan perbaikan selanjutnya. Balis Sukses 1.5 merupakan *tools* yang digunakan untuk melakukan evaluasi Laporan Hasil Uji Kesesuaian dalam bentuk aplikasi berbasis web. Dasar penyusunan Balis Sukses 1.5 tentu saja berdasarkan Peraturan Badan Pengawas Tenaga Nuklir (Peraturan BAPETEN) No. 2 Tahun 2018 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional. Saat ini Balis Sukses 1.5 belum sepenuhnya mengakomodir kebutuhan yang diamanahkan pada Peraturan BAPETEN tersebut, untuk itu perlu dilakukan evaluasi untuk mencari tahu variabel apa saja yang harus dipertahankan dan ditingkatkan. Metode evaluasi yang digunakan pada makalah ini adalah Metode *End User Computing Satisfaction* (EUCS), variabel evaluasi terdiri dari *Content*, *Format*, *Accuracy*, *Timeless* dan *Ease of Use*. Sampel yang digunakan sebanyak 44 responden terdiri dari Tenaga Ahli luar BAPETEN dari Lembaga Uji Kesesuaian (LUK) dan Tenaga Ahli dari BAPETEN. Pengumpulan data didapatkan dari kuesioner yang disampaikan kepada responden dengan menggunakan google form yang terdiri dari 24 indikator pertanyaan. Hasil evaluasi menggunakan sistem *Smart PLS 3.0* dengan melakukan analisis hubungan antara indikator pada setiap variabel dengan kepuasan pengguna. Hasil evaluasi menampilkan bahwa responden memiliki persepsi cukup baik selama menggunakan Balis Sukses 1.5 hal ini ditunjukkan dari hasil kuesioner bahwa kepuasan pengguna memberi nilai 3 (tiga) untuk variabel kepuasan pengguna, dengan rerata 2.93. Secara detail variabel yang tidak berpengaruh signifikan terhadap kepuasan pengguna yaitu *Content* dengan nilai $p = 0.208$, *Format* dengan nilai $p = 0.389$, *Accuracy* dengan nilai $p = 0.612$, dan *Timeless* dengan nilai $p = 0.211$. Sedangkan untuk variabel kemudahan penggunaan (*Ease of Use*) yang memiliki nilai $p = 0.001$ yang berarti bahwa variabel tersebut berpengaruh signifikan terhadap kepuasan pengguna. Hal tersebut dikarenakan responden mempunyai persepsi bahwa tidak mudah dalam berinteraksi (*Ease of Use*) terhadap balis sukses 1.5. namun untuk ke empat variabel lainnya memiliki persepsi yang baik dari responden.

Kata Kunci: Balis Sukses 1.5, Kepuasan Pengguna, EUCS, Tenaga Ahli, Uji Kesesuaian.

[Full Presentation](#)

1 Pendahuluan

Balis Sukses 1.5 merupakan *tools* untuk melakukan evaluasi Laporan Hasil Uji Kesesuaian (LHU) dalam bentuk aplikasi berbasis web yang disusun berdasarkan Peraturan Badan Pengawas Tenaga Nuklir (Peraturan BAPETEN) No. 2 Tahun 2018 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional [1]. Pengguna Balis Sukses 1.5 adalah penguji berkualifikasi, tenaga ahli, dan sekretariat penerbitan sertifikat uji kesesuaian pesawat sinar x radiologi diagnostik dan internvensional. Balis Sukses 1.5 belum sepenuhnya mengakomodir kebutuhan yang diamanahkan pada Peraturan BAPETEN No. 2 Tahun 2018 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional, diantaranya belum mengakomodir fitur untuk Lembaga Uji Kesesuaian (LUK) yang telah mempunyai Tenaga Ahli sesuai lingkup dan persyaratan yang berlaku untuk melakukan proses evaluasi LHU dan menerbitkan sertifikat atau notisi

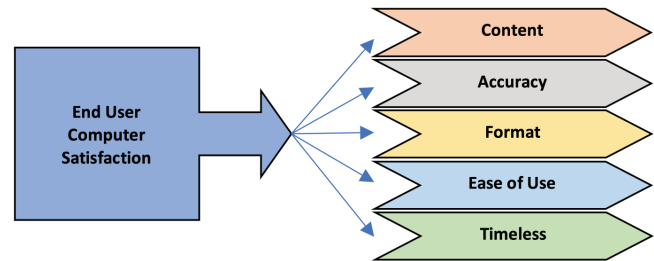
uji kesesuaian secara mandiri. Sesuai Pasal 1 definisi nomor 2 Perba No.2 Tahun 2018 dimana Lembaga Uji Kesesuaian adalah lembaga yang ditunjuk oleh Kepala Badan untuk melaksanakan Uji kesesuaian dan menerbitkan sertifikat uji kesesuaian [2] Selain itu juga terdapat beberapa tahapan evaluasi yang ada di Balis Sukses 1.5 yang membutuhkan penyederhanaan diantaranya proses evaluasi yang belum otomatis karena masih menggunakan sistem download dokumen. Untuk itu diperlukan perbaikan terhadap Balis Sukses 1.5 agar nantinya dapat memiliki fungsi yang lebih banyak sesuai amanah peraturan perundang undangan, sesuai dengan kebutuhan, dan pengguna merasa puas dan terbantu dengan adanya aplikasi Balis Sukses.

2 Landasan Teori

Kepuasan pelanggan atau pengguna merupakan hasil penilaian seseorang yang diharapkan dengan membeli dan mengkonsumsi suatu produk [3]. Harapan harapan pengguna tersebut diimplementasikan dengan persepsi terhadap kinerja yang di dapatkan saat mengoperasikan sebuah produk. Jika harapan pengguna lebih tinggi daripada kinerja produk, pengguna akan merasa tidak puas. Sebaliknya, jika harapan pengguna sama dengan atau lebih rendah dari pada kinerja produk maka pengguna akan merasa puas. Evaluasi tingkat kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5 ini bertujuan untuk mendapatkan gambaran tingkat kepuasan pengguna dan mendapatkan data untuk melakukan perbaikan selanjutnya sehingga Balis Sukses 1.5 dapat dikembangkan menjadi Balis Sukses 2.0 untuk menghasilkan sebuah aplikasi yang baik, sesuai kebutuhan, membantu dan memuaskan penggunanya.

Aplikasi Balis Sukses 1.5 ini merupakan solusi antara menuju aplikasi System Balis Sukses 2.0 yang disusun untuk mengimplementasikan Peraturan BAPETEN No. 2 Tahun 2018 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensioanl. selain menambahkan fitur antara lain evaluasi mandiri oleh Lembaga Uji Kesesuaian. saat ini aplikasi Balis Sukses1.5 telah menerapkan parameter dan syarat uji yang disesuaikan dengan peraturan terbaru dan mekanisme evaluasi yang lebih singkat sesuai dengan peraturan terbaru. Aplikasi Balis Sukses 1.5 bekerja secara online berbasis web dalam jaringan internet yang dibangun menggunakan perangkat open source untuk memudahkan Tenaga Ahli untuk melakukan evaluasi LHU yang telah diinput oleh Penguji Berkualifikasi dari LUK. Aplikasi Balis Sukses 1.5 dengan alamat <http://balis-sukses.bapeten.go.id/sukses15>.

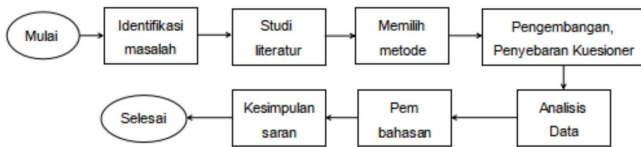
Terdapat beberapa model metode evaluasi sistem informasi diantaranya metode *End-user Computing Satisfaction* (EUCS) yaitu metode untuk mengukur tingkat kepuasan dari pengguna sistem aplikasi dengan membandingkan antara harapan dan kenyataan pada sebuah sistem informasi. Definisi *End User Computing Satisfaction* dari sebuah sistem informasi adalah evaluasi secara keseluruhan dari para pengguna sistem informasi yang berdasarkan pengalaman mereka dalam menggunakan sistem tersebut [3]. Metode lainnya adalah metode *PIECES framework* yaitu kerangka kerja yang berguna untuk mengklasifikasikannya dalam kerangka kerja



Gambar 2. Variabel EUCS [5]

(Performance, Information and Data, Economics, Control and Security, Efficiency, Services) [4]. Pada makalah ini penulis memilih menggunakan metode EUCS untuk melakukan evaluasi terhadap sistem Balis Sukses 1.5, berlatar belakang pengembangan Balis Sukses 1.5 dan 2.0 yang telah dan akan dikembangkan oleh pengembang dari internal BAPETEN sehingga tidak dapat menganalisa parameter economics tentang biaya yang dibutuhkan dalam pengembangan sistem, serta penulis tidak memiliki akses keamanan/Control terhadap sistem sehingga tidak dapat dinilai karena butuh pemahaman lebih untuk responden dalam menilai Sistem Balis Sukses 1.5 jika menggunakan metode PIECES. Disamping itu tujuan daripada survey ini untuk mengetahui kepuasan End User (pengguna akhir). Berdasar hal tersebut penulis memutuskan menggunakan metode EUCS dimana metode ini telah banyak di uji coba oleh peneliti lain untuk menguji realibilitasnya dan hasilnya menunjukkan tidak ada perbedaan yang signifikan walaupun instrument ini telah di terjemahkan dalam bahasa yang berbeda-beda. Evaluasi menggunakan metode ini lebih menekankan pada kepuasan pengguna akhir terhadap aspek teknologi, dengan menilai lima variabel yaitu *Content, Accuracy, Format, Ease of Use, dan Timeliness*.

Pada **Gambar 1** dijelaskan mengenai variabel-variabel yang harus dianalisa dan terdapat pada metode EUCS yaitu terdiri dari 5 variabel, variabel pertama adalah variabel *Content* dimana variabel tersebut merupakan variabel yang digunakan untuk mengukur kepuasan pengguna ditinjau dari isi suatu sistem aplikasi. variabel ke-dua adalah variabel *Accuracy* merupakan variabel kepuasan yang diukur dari sisi keakuratan data yang ditampilkan oleh suatu aplikasi. Selanjutnya variabel ke-tiga digunakan untuk mengukur kepuasan pengguna dari sisi tampilan dan estetika antarmuka sistem yang disebut variabel *format*. Variabel ke-empat adalah variabel *Ease of Use* yang merupakan variabel untuk mengukur kemudahan aplikasi untuk dipelajari serta dapat digunakan secara efektif. Dan variabel ke-5 adalah variabel *Timeliness* merupakan variabel yang digunakan untuk mengukur kepuasan pengguna dari sisi ketepatan waktu aplikasi dalam menampilkan informasi yang dibutuhkan pengguna. Tahapan dalam melakukan evaluasi ini dapat di lihat pada **Gambar 2** dimulai dari identifikasi masalah, kemudian studi literatur, kemudian memilih metode evaluasi, penyusunan, pengembangan dan penyebaran kuesioner, dilanjutkan dengan analisis data, kemudian pembahasan dan mengambil kesimpulan.



Gambar 3. Diagram Alir Metode Penelitian

Gambar 3 merupakan kerangka konseptual model pengukuran yang digunakan untuk mengkonfirmasi apakah indikator *Content*, *Format*, *Accuracy*, *Timeless*, dan *Ease of Use* yang digunakan dalam model dapat mendefinisikan sebuah yang dapat diukur dan diamati [6]. Pengujian dilakukan menggunakan alat bantu software smart PLS 3.0.

3 Hipotesis

Pada makalah ini, evaluasi yang dilakukan penulis adalah ingin menguji hipotesis awal (H_a) yaitu:

- H1 Kualitas kelengkapan informasi akan berpengaruh signifikan pada kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5
- H2 Kualitas penyajian informasi akan berpengaruh signifikan pada kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5
- H3 Kualitas keakuratan data informasi akan berpengaruh signifikan pada kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5
- H4 Kualitas Ketepatan waktu akan berpengaruh signifikan pada kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5
- H5 Kualitas kemudahan menggunakan sistem oleh user akan berpengaruh signifikan pada kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5

4 Penentuan Sampel

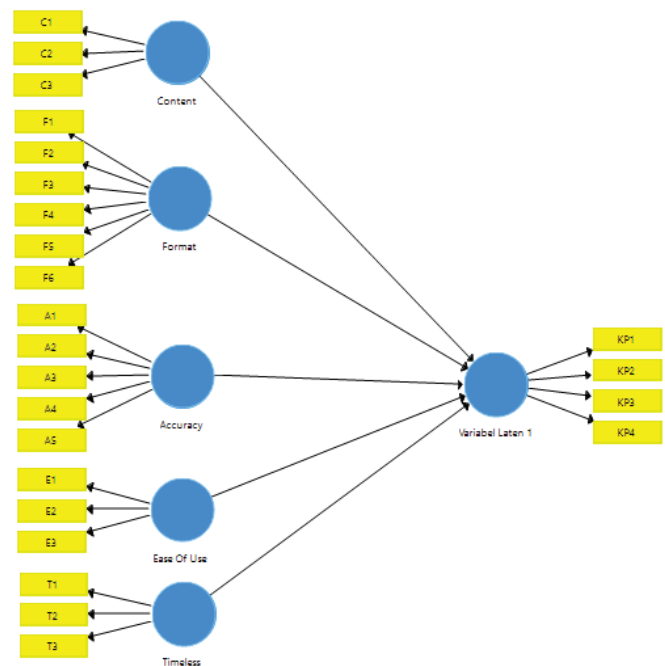
Evaluasi ini mengambil sampel dari Populasi Tenaga Ahli Uji Kesesuaian yang terdiri dari Tenaga Ahli Uji Kesesuaian yang berasal dari LUK (luar BAPETEN) dan Tenaga Ahli di BAPETEN. Menurut data yang tercatat pada Sekretariat Uji Kesesuaian BAPETEN Jumlah Populasi sebanyak 78 orang yang terdiri dari Tenaga Ahli Luar BAPETEN dari LUK adalah 57 orang dan Tenaga Ahli BAPETEN sebanyak 21 orang [7]. Adapun teknik pengambilan sampel yang digunakan adalah *simple random sampling* dimana populasi sampel diambil menggunakan tingkat presisi derajat kebebasan 10% dari jumlah populasi menggunakan rumus slovin dengan persamaan berikut [8].

$$n = \frac{N}{1 + Ne^2} \quad (1)$$

Di mana :

- n = Jumlah Sample
- N = Jumlah Populasi
- e = Derajat Kebebasan

Sehingga populasi sampel minimal yang akan dilakukan pengukuran yaitu sebanyak 44 responden dari Tenaga Ahli Uji



Gambar 4. Kerangka Konseptual

Kesesuaian baik Tenaga Ahli Luar BAPETEN maupun Tenaga Ahli BAPETEN.

5 Metode Pengumpulan Data

Metode pengumpulan data dengan menggunakan kuesioner yang disebarkan kepada Tenaga Ahli Uji Kesesuaian baik yang berasal dari LUK maupun BAPETEN. Teknik pengambilan data menggunakan aplikasi *Google Form* dengan alamat <https://forms.gle/t1P4VK7nAAScUwvp7> yang diajukan pada tanggal 23 Mei 2021 sampai dengan 28 Mei 2021 dengan 4 (empat) pilihan pendapat untuk setiap pertanyaan yaitu sangat setuju, setuju, tidak setuju, dan sangat tidak setuju. Dalam melakukan penyusunan kuesioner dilakukan penentuan indikator pada setiap variabel yang digunakan, indikator pertanyaan pada setiap variabel dapat dilihat pada **Tabel 1**. Indikator mengadaptasi penelitian sebelumnya item yang dipilih untuk indikator dalam penelitian ini diadaptasi dari berbagai penelitian sebelumnya dimana setiap variabel memiliki dua indikator supaya mempermudah dalam analisis berikutnya. Berikut adalah rincian indikator pertanyaan dari setiap variabel.

Variabel Kepuasan Pengguna (KP) merupakan variabel kunci sebagai variabel pembanding untuk setiap variabel *Content*, *Format*, *Accuracy*, *Timeless* dan *Easy of Use* di atas.

5.1 Metode Analisa Data

Data hasil kuesioner diolah lebih lanjut dengan program Smart PLS 3.0 dengan metode yaitu karakteristik responden, frekuensi jawaban variabel, evaluasi model pengukuran (*outer model*), dan evaluasi model struktural (*Inner model*) [9]. Hasil evaluasi dianalisis untuk menunjukkan hubungan

Tabel 1: Rincian Indikator Setiap Variabel EUCS

| Variabel | Indikator pertanyaan |
|--|---|
| C = Kelengkapan informasi (Content) | - Sistem menyediakan informasi yang tepat dan sesuai kebutuhan - Sistem menyediakan laporan yang lengkap - Isi dan informasi yang dihasilkan oleh sistem sangat membantu anda |
| F= Penyajian informasi (Format) | - Informasi yang ditampilkan oleh sistem sangat jelas - Tampilan antar muka interface sistem sangat menarik - Komposisi warna dalam sistem tidak melelahkanmata - Komposisi warna dalam sistem tidak melelahkanmata - Format dan bentuk laporan yang dihasilkan mudah dimengerti dan dipahami - Menampilkan informasi |
| A= Keakuratan data (Accuracy) | - Penyajian informasi yang dihasilkan sistem sangat akurat - Hasil output pada layar sistem telah sesuai dengan apa yang anda perintahkan - Sistem jarang terjadi eror - Sistem dapat memperkecil kesalahan - Sistem menghasilkan informasi yang dapat diandalkan dan dipercaya |
| T= Ketepatan waktu (Timeless) | - Memberikan informasi yang anda butuhkan secara tepat waktu - Dapat memberikan data terkini - Menyediakan informasi pada saat diperlukan |
| E= Kemudahan menggunakan (Ease of use) | - Sangat user friendly - Tidak membutuhkan waktu lama untuk mempelajari sistem - Mudah berinteraksi |
| KP= Kepuasan pengguna | - Penilaian anda terhadap sistem informasi yang disediakan ini dapat membantu dan memuaskan anda - Penilaian anda terhadap sistem informasi dalam memberikan layanan secara akurat dan tepat - Penilaian anda terhadap penyedia sistem informasi - Penilaian anda terhadap kemampuan sistem informasi sehingga anda merekomendasikan kepada orang lain |

antar variabel yang mempengaruhi kepuasan pengguna saat menggunakan Balis Sukses 1.5. Analisis data merupakan menguraikan keseluruhan menjadi komponen yang lebih kecil untuk mengetahui komponen yang dominan, membandingkan antara komponen yang satu dengan komponen lainnya, dan membandingkan salah satu atau beberapa komponen dengan keseluruhan. Teknik analisis data digunakan untuk menjawab rumusan masalah atau menguji hipotesis yang telah dirumuskan.

6 Hasil dan Pembahasan

6.1 Karakteristik Responden

Data hasil pengisian kuesioner sebanyak 44 responden ditabulasi dan dikelompokkan berdasar jenis kelamin, Usia, Pengalaman menjadi Tenaga Ahli, dan Latar belakang pendidikan seperti tersaji pada **Tabel 2**.

Dari **Tabel 2** dapat dicermati bahwa dari 44 orang yang menjadi responden dibedakan pengelompokannya menurut jenis kelamin, usia, pengalaman Tenaga Ahli dan Pendidikan. Dari pengelompokan jenis kelamin terdapat 77.3% dari responden berjenis kelamin laki-laki, sedangkan dari segi usia Tenaga Ahli sekitar 50% dari kelompok umur 41 s.d 50 tahun dan yang paling sedikit adalah kelompok usia 51 s.d 60 tahun sebesar 4.5%. Selanjutnya dari segi pengalaman Tenaga Ahli

Tabel 2: Pengelompokan Responden

| No | Pengelompokan | Frekwensi | Presentase |
|-----|---------------|-----------|------------|
| 1. | Jenis Kelamin | | |
| 1.a | Laki Laki | 34 | 77.3 |
| 1.b | Perempuan | 10 | 22.7 |
| 2 | Usia | | |
| 2.a | 21-30 | 7 | 15.9 |
| 2.b | 31-40 | 13 | 29.5 |
| 2.c | 41-50 | 22 | 50 |
| 2.d | 51-60 | 2 | 4.5 |
| 3 | Pengalaman TA | | |
| 3.a | <1tahun | 4 | 9.1 |
| 3.b | 1 s/d 2 Tahun | 12 | 27.3 |
| 3.c | 3 s/d 4 Tahun | 14 | 31.8 |
| 3.d | >4 Tahun | 14 | 31.8 |
| 4 | Pendidikan | | |
| 4.a | S1 | 23 | 52.3 |
| 4.b | S2 | 20 | 45.5 |
| 4.c | S3 | 1 | 2.3 |

sebesar 31.8% responden mempunyai pengalaman 3 s.d 4 tahun dan 4 tahun keatas dan untuk pengelompokan berdasarkan pendidikan terdiri dari 52.3% untuk S1, 45.5% berpendidikan S2 dan 2.3% untuk tenaga ahli berpendidikan S3.

6.2 Frekuensi Jawaban Responden terhadap Variabel

Frekuensi jawaban 44 responden terhadap indikator kuesioner dimana telah dijelaskan sebelumnya bahwa terdapat empat kategori pilihan jawaban pada kuesioner yaitu Sangat Tidak Setuju (STS) berskala 1, Tidak Setuju (TS) berskala 2, Setuju (S) berskala 3, dan Sangat Setuju (SS) berskala 4 yang disajikan pada **Tabel 3**.

Pada **Tabel 3**, terlihat bahwa 44 responden menjawab untuk semua variabel baik variabel *Content* (C), *Format* (F), *Acuracy* (A), *Timeless* (T), *Easy of Use* (E) di atas, maka terlihat untuk semua variabel dengan modus di angka 3. Sedangkan rata-rata pada setiap variabel antara 2.8 s.d 3.1 yang terdiri dari variabel C dengan nilai 3.07, variabel F dengan nilai 2.90, variabel A dengan nilai 2.96, variabel T dengan nilai 2.97, variabel E dengan nilai 2.93. Sedangkan Variabel Kepuasan Pengguna (KP) yang merupakan sebagai variabel kunci mempunyai nilai modus 3 dan nilai rata-rata 2.93. sehingga dapat dinyatakan bahwa responden memiliki pendapat bahwa balis sukses 1.5 memiliki tingkat kepuasan baik.

Convergent validity digunakan untuk validasi indikator terhadap variabel yang ditinjau dari nilai *loading factor* nya. Nilai ini akan diterima jika nilai *loading factor* diatas 0,7 *convergent validity* ditunjukkan pada **Tabel 4**.

Dari **Tabel 4** dapat dicermati bahwa range nilai *loading factor* untuk seluruh variabel adalah 0.831 s.d 0.915, sehingga dapat dinyatakan seluruh variabel bernilai baik, dimana nilai yang dinyatakan valid atau baik jika indikator memiliki *convergent validity* memiliki AVERAGE *loading factor* lebih dari 0.7

Tabel 3: Jawaban Responden

| Indikator | Skala | | | | | | | | Jumlah | | |
|-----------------------|---------|-----|--------|------|-------|------|--------|------|-----------|-------|--------|
| | STS (1) | | TS (2) | | S (3) | | SS (4) | | Responden | Modus | Rerata |
| | Frek | % | Frek | % | Frek | % | Frek | % | | | |
| C1 | 1 | 2.3 | 3 | 6.8 | 35 | 79.5 | 5 | 11.4 | 44 | 3 | 3 |
| C2 | 1 | 2.3 | 2 | 4.5 | 34 | 77.3 | 7 | 15.9 | 44 | 3 | 3.1 |
| C3 | 1 | 2.3 | 1 | 2.3 | 33 | 75 | 9 | 20.5 | 44 | 3 | 3.1 |
| Rata-rata Variabel C | | | | | | | | | 44 | 3 | 3.07 |
| F1 | 1 | 2.3 | 1 | 2.3 | 38 | 86.4 | 4 | 9.1 | 44 | 3 | 3 |
| F2 | 1 | 2.3 | 10 | 22.7 | 31 | 70.5 | 2 | 4.5 | 44 | 3 | 2.8 |
| F3 | 1 | 2.3 | 7 | 15.9 | 33 | 75 | 3 | 6.8 | 44 | 3 | 2.9 |
| F4 | 1 | 2.3 | 9 | 20.5 | 31 | 70.5 | 3 | 6.8 | 44 | 3 | 2.8 |
| F5 | 1 | 2.3 | 3 | 6.8 | 36 | 81.8 | 4 | 9.1 | 44 | 3 | 3 |
| F6 | 1 | 2.3 | 5 | 11.4 | 34 | 77.3 | 4 | 9.1 | 44 | 3 | 2.9 |
| Rata-rata Variabel F | | | | | | | | | 44 | 3 | 2.9 |
| A1 | 1 | 2.3 | 5 | 11.4 | 33 | 75 | 5 | 11.4 | 44 | 3 | 3 |
| A2 | 1 | 2.3 | 2 | 4.5 | 35 | 79.5 | 6 | 13.6 | 44 | 3 | 3 |
| A3 | 2 | 4.5 | 12 | 27.3 | 25 | 56.8 | 5 | 11.4 | 44 | 3 | 2.8 |
| A4 | 2 | 4.5 | 3 | 6.8 | 35 | 79.5 | 4 | 9.1 | 44 | 3 | 2.9 |
| A5 | 1 | 2.3 | 0 | 0 | 38 | 86.4 | 5 | 11.4 | 44 | 3 | 3.1 |
| Rata-rata Variabel A | | | | | | | | | 44 | 3 | 2.96 |
| T1 | 1 | 2.3 | 1 | 2.3 | 39 | 88.6 | 3 | 6.8 | 44 | 3 | 3 |
| T2 | 1 | 2.3 | 6 | 13.6 | 34 | 77.3 | 3 | 6.8 | 44 | 3 | 2.9 |
| T3 | 1 | 2.3 | 2 | 4.5 | 38 | 86.4 | 3 | 6.8 | 44 | 3 | 3 |
| Rata-rata Variabel T | | | | | | | | | 44 | 3 | 2.97 |
| E1 | 2 | 4.5 | 3 | 6.8 | 35 | 79.5 | 4 | 9.1 | 44 | 3 | 2.9 |
| E2 | 1 | 2.3 | 4 | 9.1 | 34 | 77.3 | 5 | 11.4 | 44 | 3 | 3 |
| E3 | 1 | 2.3 | 8 | 18.2 | 31 | 70.5 | 4 | 9.1 | 44 | 3 | 2.9 |
| Rata-rata Variabel E | | | | | | | | | 44 | 3 | 2.93 |
| KP1 | 1 | 2.3 | 6 | 13.6 | 33 | 75 | 4 | 9.1 | 44 | 3 | 2.9 |
| KP2 | 1 | 2.3 | 3 | 6.8 | 37 | 84.1 | 3 | 6.8 | 44 | 3 | 3 |
| KP3 | 1 | 2.3 | 9 | 20.5 | 32 | 72.7 | 2 | 4.5 | 44 | 3 | 2.8 |
| KP4 | 1 | 2.3 | 0 | 0 | 40 | 90.9 | 3 | 6.8 | 44 | 3 | 3 |
| Rata-rata Variabel KP | | | | | | | | | 44 | 3 | 2.93 |

Tabel 4: Validitas Variabel

| Validitas Variabel | Rata-Rata |
|--------------------|-----------|
| Accuracy | 0.859 |
| Content | 0.914 |
| Ease of Use | 0.889 |
| Format | 0.831 |
| Timeless | 0.915 |
| Kepuasan Pengguna | 0.895 |

Tabel 5: Analisa P Value

| | Sampel Asli | Rata-Rata | Standart Deviasi | T Stat | P Value |
|---------|-------------|-----------|------------------|--------|---------|
| A =>KP | 0.100 | 0.098 | 0.198 | 0.507 | 0.612 |
| C =>KP | 0.185 | 0.172 | 0.147 | 1.261 | 0.208 |
| E =>KP | 0.457 | 0.451 | 0.138 | 3.312 | 0.001 |
| F =>KP | 0.158 | 0.197 | 0.183 | 0.863 | 0.389 |
| T => KP | 0.152 | 0.141 | 0.121 | 1.254 | 0.211 |

6.3 Evaluasi Model Struktural

Setelah pengujian model pengukuran (*Outer Model*) langkah selanjutnya adalah pengujian pada model struktural dimana untuk mengetahui hipotesis diterima atau tidak dimana pada penelitian ini akan menggunakan nilai signifikan

(α) 0.05 atau 5% dimana jika hubungan antar variabel dapat dianggap signifikan jika nilai P (*inner model*) < 0.05 maka H_0 ditolak dan H_a diterima, berlaku juga sebaliknya data lengkap nilai P dapat di cermati pada **Tabel 5**.

Hasil analisa evaluasi model struktural yang telah didapat yaitu nilai signifikan hubungan antara variabel

Tabel 6: Penjelasan Hasil Hipotesis

| | Hipotesis Awal (Ha) | Hasil |
|---|--|----------|
| 1 | Kualitas kelengkapan informasi (<i>Content</i>) berpengaruh signifikan pada kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5 | ditolak |
| 2 | Kualitas penyajian informasi (<i>Format</i>) berpengaruh signifikan pada kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5 | ditolak |
| 3 | Kualitas keakuratan data (<i>Accuracy</i>) informasi berpengaruh signifikan pada kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5 | ditolak |
| 4 | Kualitas Ketepatan waktu (<i>Timeless</i>) berpengaruh signifikan pada kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5 | ditolak |
| 5 | Kualitas kemudahan menggunakan sistem oleh user (<i>Ease of Use</i>) akan berpengaruh signifikan pada kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5 | diterima |

untuk menentukan hipotesis diterima atau ditolak tersaji pada **Tabel 6**.

Dari data analisa diatas maka dapat dicermati bahwa variabel *Content* dengan nilai $p = 0.208$, *Format* dengan nilai $p = 0.389$, *Accuracy* dengan nilai $p = 0.612$, dan *Timeless* dengan nilai $p = 0.211$ yang mempunyai $p > 0.05$, dapat diartikan bawah variabel-variabel tersebut tidak berpengaruh signifikan terhadap kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5. Sedangkan variabel kemudahan penggunaan (*Ease of Use*) yang memiliki nilai $p = 0.001$ berpengaruh signifikan terhadap kepuasan pengguna Balis Sukses 1.5. Hal tersebut dikarenakan responden mempunyai persepsi bahwa tidak mudah dalam berinteraksi (*Ease of Use*) pada Balis Sukses 1.5, namun untuk variabel lainnya responden memiliki persepsi baik.

7 Kesimpulan dan Saran

Dari hasil evaluasi tingkat kepuasan pengguna dengan responden para Tenaga Ahli Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional dalam menggunakan Balis Sukses 1.5 dapat disimpulkan bahwa para Tenaga Ahli Uji Kesesuaian memiliki persepsi cukup baik selama menggunakan Balis Sukses 1.5 hal ini ditunjukkan dari hasil kuesioner bahwa kepuasan pengguna memberi nilai setuju (3) untuk variabel kepuasan pengguna, dengan rerata 2.93. Secara detail variabel yang tidak berpengaruh signifikan terhadap kepuasan pengguna yaitu *Content* dengan nilai $p = 0.208$, *Format* dengan nilai $p = 0.389$, *Accuracy* dengan nilai $p = 0.612$, dan *Timeless* dengan nilai $p = 0.211$. Sedangkan untuk variabel kemudahan penggunaan (*Ease of Use*) yang memiliki nilai $p = 0.001$ yang berarti bahwa variabel tersebut berpengaruh signifikan terhadap kepuasan pengguna. Hal tersebut dikarenakan responden mempunyai persepsi bahwa tidak mudah dalam berinteraksi (*Ease of Use*) terhadap balis sukses 1.5. namun untuk ke empat variabel lainnya memiliki persepsi yang baik dari responden.

Berdasar kesimpulan di atas maka selanjutnya perlu dilakukan evaluasi lanjutan untuk mendapatkan informasi

lebih detail terkait dengan penyebab kurangnya hubungan variabel *Ease of Use* terhadap kepuasan pengguna. Data yang dihasilkan dari evaluasi lanjutan tersebut dapat menjadi masukan untuk pengembangan Balis Sukses 1.5 menjadi Balis Sukses 2.0. Selain itu pada data klasifikasi responden penulis tidak menganalisa pengaruh tingkat kepuasan berdasar jenis kelamin, usia, pengalaman dan pendidikan. Perlu untuk dilakukan analisa lanjutan mengenai pengelompokan tersebut sebagai masukan tambahan yang berguna untuk pengembangan Balis 2.0 selanjutnya.

Ucapan Terima Kasih

Penulis mengucapkan terimakasih kepada pihak yang mendukung dan membantu untuk terselesaikannya makalah ini, yaitu Manajemen Direktorat Keteknikan dan Kesiapsiagaan Nuklir BAPETEN dan Tenaga Ahli Uji Kesesuaian pesawat radiologi diagnostik intervensional baik Tenaga Ahli dari Lembaga Uji Kesesuaian maupun Tenaga Ahli BAPETEN.

Daftar Pustaka

- [1] Direktorat keteknikan dan kesiapsiagaan nuklir BAPETEN. (2019) Panduan penggunaan Balis Sukses 1.5 untuk LUK, Jakarta.
- [2] BAPETEN, (2018) Peraturan Badan Pengawas Tenaga Nuklir No. 2 Tahun 2018 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional.
- [3] Asti Shofi Damayanti, Yusi Tyroni Mursityo, Admaja Dwi Herlambang (2018) Jurnal Pengembangan Teknologi Informasi dan Ilmu Komputer, Evaluasi Kepuasan Pengguna Aplikasi ATM menggunakan metode EUCS, Surabaya.
- [4] Whitten, J.L. dan Bentley L. D. 2008. *Introduction To System Analysis & Design*. Los Angeles : McGrawHill.
- [5] Doll, Torkzadeh (1998) *The Measurement of End-User Computing Satisfaction*.
- [6] Arya Bayu Setiawan (2016) Evaluasi Kepuasan Pengguna Sistem Aplikasi Surat Keterangan Tinggal Sementara Online (SKTS) Dengan Menggunakan Metode *End User Computing Satisfaction*, Surabaya.
- [7] BAPETEN, (2021) Laporan Sekretariat Sertifikat Keandalan Pesawat Sinar-X Tahun 2020, Jakarta.
- [8] Amirin, T, 2011, Populasi dan Sampel Kajian 4: Ukuran Sampel Rumus Slovin, Erlangga, Jakarta.
- [9] Yamin, S., & Kurniawan, H. (2011). Generasi Baru Mengolah Data Kajian dengan Partial Least Square Modelling. Aplikasi dengan Software XLSTAT, SmartPLS, dan VisualPLS, Jakarta.

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** *Arifin M. Wibowo*

Instansi : *BAPETEN*

Pertanyaan:

- a) Apakah umur berpengaruh terhadap nilai hasil kemudahan penggunaan Balis sukses?
- b) Apa rencana tindak lanjut yang akan dilakukan untuk memperbaiki salah satu nilai yang kurang yaitu hasil kemudahan penggunaan Balis sukses?

Terima kasih

Jawaban:

- a) Pada paper ini tidak dilakukan analisa terhadap umur dengan kepuasan pengguna balis. Hal tersebut digunakan untuk riset lanjutan.
- b) Hasil riset ini digunakan untuk penyusunan user requirement balis sukses 2.0 hasil riset ini menjadi salah satu pertimbangannya



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Development of Nuclear Cybersecurity Culture for Nuclear Installation Personnel

Nanang Triagung Edi Hermawan¹

¹Directorate of Regulation for Radiation Facility and Radioactive Material, Indonesian Nuclear Energy Regulatory Agency

n.triagung@bapeten.go.id

ABSTRAK

Operating and control system in nuclear installation have changed from analog to digital system. The system also connects with the other systems. Thus nuclear installation is not absolutely as closed system anymore. It generates cybersecurity vulnerabilities, includes data confidentiality, integrity, and availability. The cyberattack to nuclear installation is real and not myth again. Human error factor is an important factor that caused nuclear cyberattacks cases. To increase nuclear cybersecurity awareness or sense for personnel in nuclear installation, it should be developed, implement, manage, and improve the nuclear cybersecurity culture. Literature research on developing of nuclear cybersecurity culture for nuclear installation has been conducted. To endorse the nuclear cybersecurity culture, it should be started from establishing cybersecurity legal standing, such as relevant act, government regulation and other derivative regulation. Nuclear installation operator then should follow up to establish internal nuclear cybersecurity policy, cybersecurity plan, and related specific procedures. Good nuclear cybersecurity culture implementation will support physical security and safety of the nuclear installation.

Keyword: nuclear installation, cybersecurity, nuclear cyber security culture.

[Full Presentation](#)

1 Introduction

An application of instrumentation devices has been changing from analog to digital system. It is conducted based on some reasoning. Almost all digital systems are more effective, efficient, pragmatic, ergonomic, cheaper, easier to operate, compared to analog system. In other side, many spare-part of analog devices is not produced again. Thus digital system has become a human lifestyle and cannot be separated from our daily life today, especially during the current covid-19 pandemic.

Transformation from analog to digital system was happened in all of life field. These phenomena also was happened in nuclear industry, related to its industrial control system (ICS). Terminologies operating technology (OT), instrumentation and control (I&C), supervisory control and data acquisition (SCADA), distributed control system (DCS), programmable logic controller (PLC), programmable automatic controller (PAC), or human machine interface (HMI) is often used to refer to ICS.

The digital systems are becoming more opened now with the use of media to transfer data, such as compact disks, flash disks, external hard disks, etc. The system is more connectivity and less isolated from outside systems [1]. In addition to physical media for data transmission as mentioned above, the digital systems are also designed to be able to communicate with other systems through communication networks, such as wireless, GPRS, internet, and other types of networks. The data transmission and communication will give rise to several cybersecurity vulnerabilities, including data confidentiality, integrity and availability [2,3]. The number of cybersecurity incidents continue to increase [1].

Since the ICS controlling the physical system is connected to other systems via digital communication systems, cyber vulnerabilities will also generate physical vulnerabilities of the system. Physical vulnerabilities can affect the safety and security of the system, either directly or indirectly. To prevent such vulnerabilities, digital systems should be protected.

SKN 2021

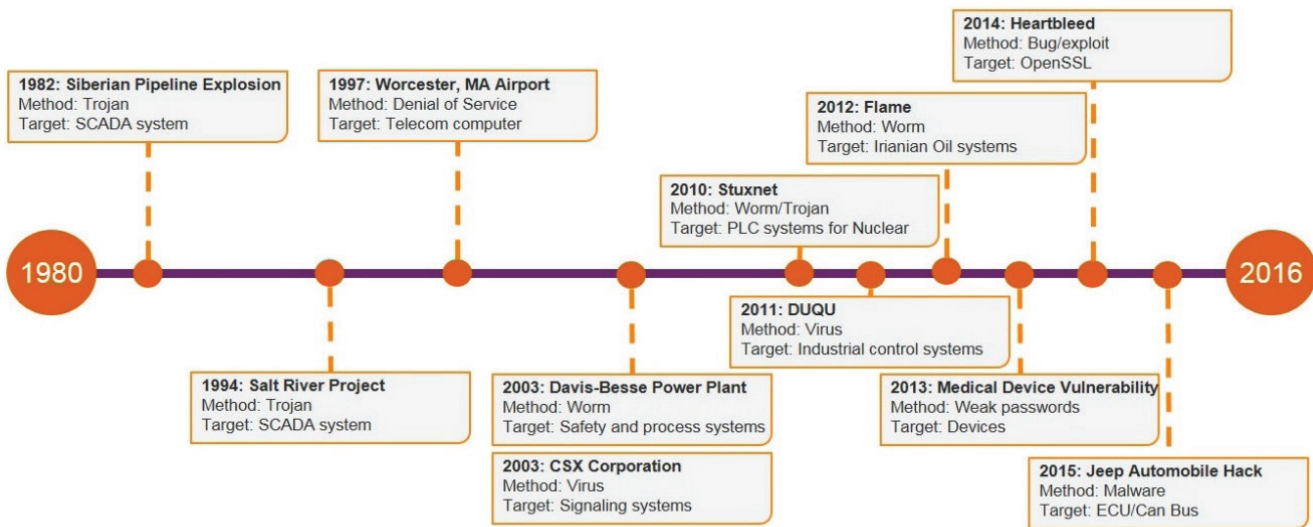


Figure 1. Breaches of ICS in strategic and critical industries [3]

Many computing techniques have been developed and implemented to protect digital systems. Even though the system has implemented high cybersecurity protection and all vulnerabilities have been closed, the potential of cyberattack is still exist. Several studies have concluded that almost 35% of all cyberattacks are caused by human factors, 29% by system errors, and 37% by external attacks [4]. Another progressive study even said that 80% of cyber vulnerabilities were caused by human error [5]. Therefore, there is a need to develop and maintain a cybersecurity culture [6,7,8]. Security researchers have consistently argued that building a cybersecurity culture is essential to change attitudes, perceptions, and instill good security behaviors [9].

The human factor errors were generally occurred due to low cybersecurity awareness or culture. Thus almost all cases of cyberattacks are triggered by human factors related to their bad habits and perceptions [4]. It is increasingly understood that cybersecurity needs to be addressed also through organizational measures and not by technical measures alone. Based on this phenomenon, awareness and cybersecurity culture of related personnel should be developed, implemented, managed, and enhanced [10]. This is also very relevant and important to support nuclear energy utilization activities that use digital systems in their operations.

This literature study on the development of a nuclear cybersecurity culture in the use of nuclear energy has been carried out with the aim to establish a fundamental mindset on nuclear cybersecurity awareness and basic strategy to develop nuclear cybersecurity culture. To achieve the above purposes, a systematic steps have been conducted to: describe several cyberattacks against nuclear facilities, describe bad habits of workers or operators that trigger cybersecurity vulnerabilities, explore perceptions of cyber threats, and develop strategic measures for enhancing the nuclear cybersecurity culture.

2 Related Studies

Some related researches to cybersecurity culture have been conducted. They discussed starting from the definition, basic concept [2], framework [10,11], implementation [12], evaluation [13,14], and development of cybersecurity culture [9]. Its cybersecurity implement in some areas, such as financial [8], insurance [8,9], operation companies [15], industrial control system [16], modern industries [17], internet of thing [18], etc. However, it was difficult to find previous cybersecurity culture research specially for nuclear installation and more specific for Indonesia context. Some relevant research can be adopted, adapted, improved, and developed for establishing a fundamental mindset on nuclear cybersecurity awareness and basic strategy to develop nuclear cybersecurity culture in Indonesia.

3 Cyberattack to Nuclear Installation

Nuclear facility is strategic and critical installation with radioactive material inside [10]. Radiation or radioactive material can be used to conduct malicious acts, such as theft, sabotage, terror, and other illegal actions. An application of digital instruments in un-closed system can generate cyberattacks. Cyberattacks to nuclear facilities are not myths. Some cyberattack cases to nuclear facilities have been recorded and published. The cases are described shortly in this section. Generally, historical cyberattacks with targeting to strategic and critical industry are illustrated in Figure 1.

The Davis Beese Nuclear Power Plant in Idaho, US, was infected by slammer worm on January 25, 2003. The infection impacted the safety system and it caused complete shutdown of digital part of safety parameter display system. The slammer worm started attack at contractor's site, and

penetrated to the corporate network through an authorized VPN connection. The worm then spread to an unpatched server on the plant network. From the case, we could get some lesson learned, such as remote access channel should be secured and trusted, defense-in-depth strategies with appropriate procurement requirements should be implemented, and critical patches need to be applied [4].

Installation for nuclear material enrichment in Iran was attacked by stuxnet worm in 2010 ago. Main target of the attack was Siemens Supervisory and Data Acquisition (SCADA) that operated with Microsoft Windows operating system. The attack was started by infected USB (flash disk). Different from other cyberattack, the attack was conducted through social engineering trick. An innocent internal staff unconsciously has helped an attacker. The attack has generated centrifuge system stopped. Thus all uranium enrichment process was stopped and the installation should be shutdown [4].

November 2012, Yongwang Nuclear Power Plant in South Korea has detected some cyberattack indications in their system. An inspection by the government found unauthorized quality certificates for reactor components are used in the country. The case caused two units of the reactor should be shutdown. The case involved 8 suppliers suspected in interval time 2003 to 2012. The unauthorized quality certificates for reactor component has implicated to affected thousands of component utilization. From government investigation, they found an additional 277 unauthorized quality certificates for parts used in 20 reactors. It could impact to the safety of nuclear power plant [4,19].

In 2014, Japanese Nuclear Power Plant in Monju was attacked by hate malware. An IT administrator discovered that attackers accessed a system in the reactor control room over 30 times in the five days after an employee updated their system application. Initial reports confirmed that more than 42,000 emails and staff training reports were compromised. Security experts concluded that attackers used malware and the infection vector could have originated from a software update on a compromised system. Network logs indicated that the malicious code sent data to a command and control server in South Korea [4].

4 Bad Habits as Cyber Vulnerability Holes

As mentioned in introduction section that almost 35% cyberattacks case was triggered by human factor related to their bad habit [4], there will be described some example of these bad habits more detail in this section. Understanding of the example is very important to improve our awareness on cybersecurity issues, especially related to nuclear cybersecurity culture.

Some illustration in this section should be carefully observed and analyzed. Our daily bad activities can trigger cybersecurity vulnerabilities or cyberattack holes that can be used by attacker to attack our system. The bad habits related, among others utilization of operating system, password management, existence of other devices around the operator's desk, control computer abused.

Operating system in computer is very important as basic on cybersecurity defense. Reliable operating system will ensure availability of the system. For operating system, it should be ensured their originality. Using counterfeit software, especially computer operating system will generate cyber vulnerabilities and threats. Besides that, operating system also should be updated routinely. It will be even better to use the newest edition of operating system. This condition often doesn't get our attention adequately. Some cyberattack cases related to operating system software.

The second bad habit related to password utilization and its management. Password is protecting system for ensuring only personnel with legal authorization can access to confidential computer, data, file, room, system, etc. By the password protection, confidentiality of data or information is secure.

The existence of other devices around the operator's desk such as smartphones, recording devices or external storage should be avoided. It is possible that the device is infected by a malicious virus or worm. When someone plugs in the device and connects to the computer, a virus or worm will spread and infect the computer system. They can infect or destroy data or information. This condition will generate cybersecurity vulnerabilities related to data integrity and availability.

Sometimes, an operator with low cybersecurity awareness abuses computer control. He/she uses a computer control system to access his personal email. In addition to access to personal email, by accessing the internet he can connect to other sites or websites. The operator's attention to monitoring all process safety parameters can be diverted to other things accessed from the internet. If an abnormal situation occurred while he was accessing the internet, he couldn't response it quickly. As a result, rapid response or control measures are not taken. The situation has the potential to escalate into a worst-case situation, such as a nuclear or radiological accident. This seriously endangers the safety of the installation.

On the other hand, by accessing the internet through a control computer, it is very risky if a malicious virus or worm is sent via email or downloaded unknowingly. Viruses or worms can spread to other software, including software to control operating safety parameters. Important data or operating parameters may change and affect the safety system. The safety system may be out of control. This situation could result in a serious incident or accident. Access to irrelevant internet sites should be strictly restricted on operating control computers.

5 Cyber Threat Perceptions

Besides bad habits that can cause cyber vulnerabilities as discussed in previous section, our cyber threat perceptions also very impact to cybersecurity culture in nuclear installation. Some experts have formulated five common security obstacles, included [4]:

- a. people may exaggerate low risk levels and underestimate others;
- b. people may not understand risk because they don't have experience;

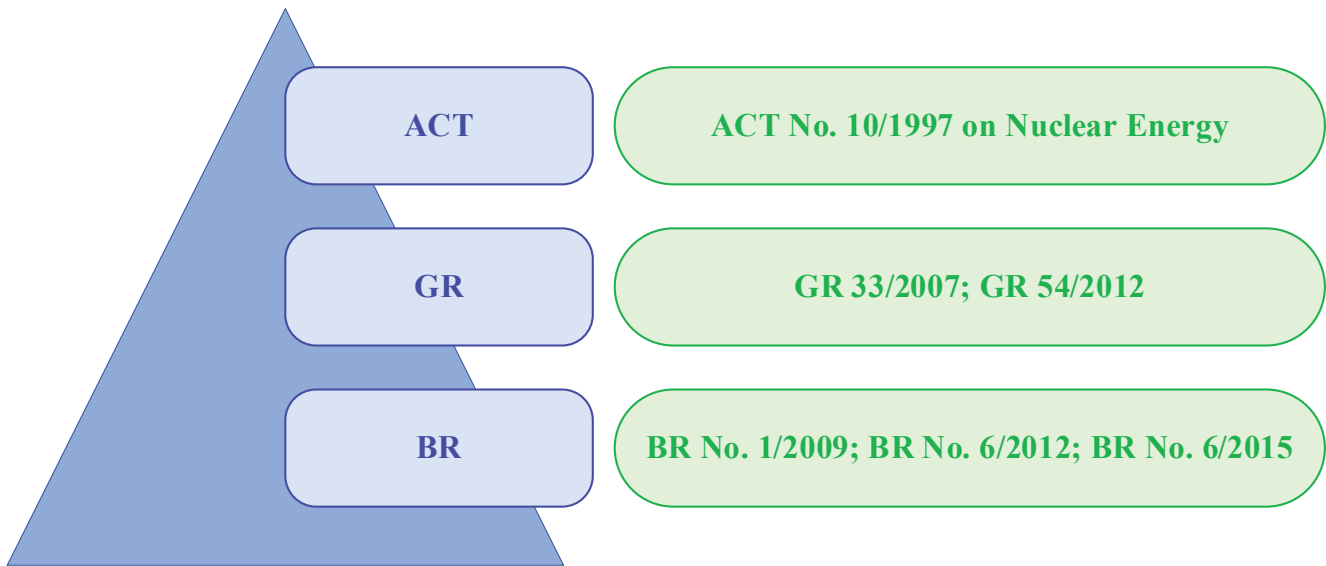


Figure 2. The relevant regulation for anticipating nuclear cybersecurity issues in Indonesia

- c. people underestimate the risks of taking action and overestimate risks that cannot be controlled;
- d. people exaggerate the risks that are currently in the news or that are currently hot topics.

There are some common unsuitable perceptions that should be understood and addressed, such as [4]:

- a. the general assumption that no adversary is interested in attacking our system;
- b. our system is well protected;
- c. our antivirus protection is very reliable in anticipating attacks;
- d. we will always know every hack action against our system;
- e. internal personnel are very trusted and there is no need for any internal threat mitigation;
- f. measures cyber security enhancements will affect control functions;
- g. our system is not connected to other systems;
- h. the cost of implementing cyber security is not cheap;
- i. there are no regulations that require strict implementation of cybersecurity.

The perception above is a general mindset among the general public who do not have awareness of cyber security threats. The use of digital devices is a natural thing for everyone. Everyone uses smartphones, computers, instrumentation, etc., but not everyone has the proper understanding and awareness of how to use these devices securely.

The above perceptions and mindsets greatly hinder the implementation of cybersecurity culture. Our mindset must be aware that no system is completely secure. Every system has its cyber vulnerabilities. It is even possible that our system is being attacked and exploited by the enemy. It should also be realized that the more complex system will have more vulnerabilities. It also needs more difficult measurement to operate it securely. System failure due to cyber attacks can be caused by technology, system implementation errors, and breach of trust by related personnel. Ideally, industrial control

systems should be kept as simple as possible and designed to meet the basic design threats.

6 Nuclear Cyber Culture Improvement

Based on reality that bad habits can generate cybersecurity vulnerabilities and negative common perception to cybersecurity threat as discussed in previous section, it is very important to develop, improve, implement, and manage the nuclear cybersecurity culture. The development of nuclear cybersecurity culture should be conducted based on related standard or recommendation. International Atomic Energy Agency has established some related standards, such as IAEA-NSS 17 on Computer Security at Nuclear Facilities [20], IAEA-NSS 23G on Security of Nuclear Information [21], and IAEA-NSS 7 on Security Culture [22].

In order to develop personnel with good habits in the use of cyber systems, cyber security awareness must be disseminated to all personnel in nuclear installations. Cybersecurity awareness is the basis for developing a nuclear cybersecurity culture. It is more philosophical than formal action. To support this, an adequate legal basis and set of regulations are needed. The Nuclear Regulatory Agency has responsibility to develop and establish related regulations, including laws, government regulations, and their derivative technical regulations.

For Indonesia context, cyber security issues substance should be formulated in amendment of Act Number 10 Year 1997 on Nuclear Energy [23], then arranged more detail and technically on relevant government regulation (GR) [24,25] and BAPETEN regulation (BR) [26,27,28]. **Figure 2** illustrates the those relevant act and regulations.

Act Number 11 Year 2008 on Information and Electronic Transaction [29] as amended by Act Number 19 Year 2016 [30] and some relevant National Cyber and Crypto Agency regulations also should be considered. All of relevant acts and regulations should be implemented by operator of nuclear

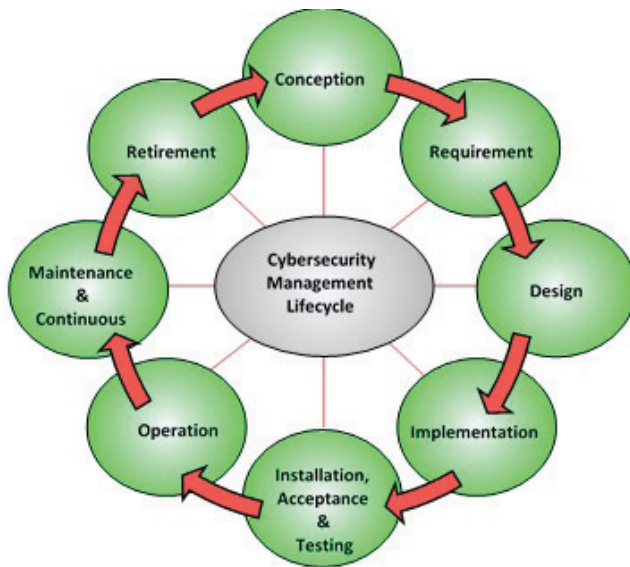


Figure 3. The cybersecurity management lifecycle [4]

installation as top management policy. It is derivated to cybersecurity program, planning, and procedure.

6.1 The Cybersecurity Program

The cybersecurity program is a program of strategic, procedures, and measures that protect computers and sensitive information against unauthorized disclosure, transfer, modification, or destruction - whether accidental or intentional [4]. Cybersecurity program should have main attributes, such as comprehensive lifecycle approach, rigorous implementation, and continuous or active management. An illustration of cybersecurity management lifecycle can be seen on **Figure 3**.

Beside the main attributes as mentioned above, cybersecurity program also should have some main elements, includes: role and responsibility, information security policy, training of staff, cyber risk assessment and management, defense strategy, select security control, incident response and recovery [4].

Related to role and responsibility, clear roles, responsibilities, authorities, and interfaces within an organization should be established and understood by everyone, includes all employees, subcontractors, temporary employees, and vendor representatives. The executor of development, implementation, and uncompliance of security policies should be separated. The separation should be conducted to hind conflict of interest between related parties. The executor as mentioned above needs minimum necessary role, includes senior manager, cybersecurity officer (CSO), cybersecurity team (CST), and cybersecurity incident response team (CRIRT).

Senior management in nuclear installation has main responsibility for initiating cybersecurity culture by establishing an adequate process and support organization. To achieve these objectives, management should [4]:

- a. provide funding and priorities for cybersecurity program;

- b. assume overall responsibility for all aspects of cybersecurity;
- c. define the facility's security objectives;
- d. ensure compliance with laws and regulations;
- e. set the risk acceptance level for the facility; and
- f. assign organizational cybersecurity responsibilities.

The cybersecurity officer personnel should have in-depth knowledge of cybersecurity and good knowledge of security in nuclear installation. They also should have ability to integrate people from different disciplines into an efficient team. They have main responsibilities, includes [4]:

- a. establishing and implementing security-related policies;
- b. overseeing regulatory compliance;
- c. ensuring data privacy;
- d. managing the company's Computer Security Incident Response Team;
- e. supervising identity and access management;
- f. establishing and overseeing the organization's security architecture;
- g. conducting electronic discovery and digital forensic investigations; and
- h. working with other high-level executives to establish disaster recovery and business continuity plans.

The last but not least, the cybersecurity team. They act as field technical executor. They have to support the cybersecurity officer to manage an organizational cybersecurity capabilities and ad hoc access to expert within and outside the organization.

6.2 The Cybersecurity Planning

The cybersecurity planning is the comprehensive set of procedures and guides that supports the system security policy and security objectives; describes procedures, protocols, and assigned responsibilities in detail; and discusses necessary security controls. The planning may be had sensitive information and need to be protected based on specific information or security requirements [4].

The cybersecurity planning should cover relevant elements, such as, role and responsibilities, asset management, risk, vulnerability, compliance assessment, system security design and configuration management, operational security procedures, and personnel management.

6.3 The Cybersecurity Procedure

Procedure or work instruction is detail, technical, and very specific guidance. It relevant work related to digital system, computer system, or information system should be guided by specific procedure. Related to operational security procedures, it should be covered at least procedure for [4]:

- a. access control;
- b. data security;
- c. communication security;
- d. platform and application security;
- e. system monitoring;
- f. cybersecurity maintenance;
- g. incident response and recovery;

- h. business continuity; and
- i. system backup.

Beside developing system to increase nuclear cybersecurity as discussed in previous subsection, to implant and improve cybersecurity sense or awareness to all personnel, it should be aware that effective of security program, plant, and all related procedure relies on people or personnel not just about technology. Thus it should be formatted strategic action to increase cybersecurity awareness, such as through education and training. Without people receiving appropriate training, understanding the threat, motivation to perform well, and accepting personal responsibility for nuclear security, the applied technology cannot be effective. The cyberattacks are a common strategy used by adversaries. Over half of all cybersecurity breaches result from or are complicated by human error. So people can be the strongest asset or the weakest link in security.

For enhancing nuclear cybersecurity culture, it can be achieved only by a collection of activities designed to inform or remind personnel about the importance of cybersecurity, keep personnel updated on existing threats and lessons learned, and inform or remind personnel of their roles in mitigating threats. These activities, at least includes [4]:

- a. training;
- b. seminars, presentations, informal discussions;
- c. posters, handouts, newsletter articles;
- d. management discussions at meetings;
- e. disseminating and acting upon lessons learned;
- f. personnel suggestion program;
- g. warnings and disciplinary measures;
- h. regular email notifications and pop-up reminders; and
- i. personnel recognition program.

Nuclear cybersecurity training is needed to give good understanding on cybersecurity important, relevant threat, its requirements and procedures, identification attacks and threat (including about insider threats and social engineering), reduce human error, and support making risk-informed decisions.

To create competencies related to cybersecurity culture, it can be developed suitable general training syllabus, at least should be included [2]:

- a. strategy of information society development;
- b. information culture and ethics;
- c. information support of public policies;
- d. security and psychological information, psychophysical effects on the individual and society, and information weapons;
- e. the Internet and freedom of speech, protection from malicious content;
- f. social challenges of the information society, the problems of education and training;
- g. legal issues of information society development, protection of intellectual property;
- h. the information technology crime.

The general syllabus as listed above can be developed based on specific needs, included for developing the

nuclear cybersecurity culture training with ethical issues as culture basic.

7 Conclusion

Some industrial control systems in nuclear installation have change from analog to digital system. The system becomes open and not secure absolutely. It generates cybersecurity vulnerabilities, includes data confidentiality, integrity, and availability. Majority of cyberattacks cases were caused by human factor error. In nuclear installation, the bad habits and wrong perceptions cause nuclear cybersecurity vulnerabilities. To prevent cyberattack to digital system in nuclear installation related to human factor error, it should be developed, implement, manage, and improve the nuclear cybersecurity culture. It should be endorsed starting from establishing cybersecurity legal standing, such as relevant act, government regulation and other derivative regulation. Nuclear installation operator then should follow up to establish internal nuclear cybersecurity policy, plan, and related specific procedures.

References

- [1] Internet Society. (2018). Cyber Incident & Breach Trends Report. Internet Society Annual Report. Internet Society. Reston, USA.
- [2] K. Regard, C. Blackett, and V. Katta. (2020). The Concept of Cybersecurity Culture. Proceedings of the 29th European Safety and Reliability Conference. European Safety and Reliability Association. Singapore.
- [3] W. Stallings. (2017) *Cryptography and Network Security*. Seventh Ed. Singapore: Pearson Prentice Hall.
- [4] US-NISA. (2017). Introduction to Cybersecurity in Nuclear and Radiological Facility. Technical Training Course Module on Technical. US-DOE. Serpong.
- [5] Malyuk, A., and Miloslavskaya, N. (2016). Cybersecurity culture as Element of IT Professional Training. MEPhI. Moscow.
- [6] E. Metalidou, C. Marinagi, P. Trivellas, N. Eberhagen, C. Skourlas, and G. Giannakopoulos. (2014). The Human Factor of Information Security: Unintentional Damage Perspective. *Procedia - Social Behavioral Sciences*. vol. 147, pp. 424–428.
- [7] W. B. W. Ismail and M. Yusof. (2018). Mitigation Strategies for Unintentional Insider Threats on Information Leaks. *International Journal of Security and Its Applications*. vol. 12, no. 1, pp. 37–46.
- [8] M. Alshaikh. (2020). Developing cybersecurity culture to influence employee behavior: A practice perspective. *Computer Security*. vol. 98.
- [9] B. Uchendu, J. R. C. Nurse, M. Bada, and S. Furnell. (2021). Developing a cyber security culture: Current practices and future needs. *Computer Security*. vol. 109, p. 102387, 2021.

- [10] NIST. (2018). Framework for improving critical infrastructure cybersecurity. Basic Guide. Gaithersburg, USA.
- [11] P. Formosa, M. Wilson, and D. Richards. (2021). A Principlist Framework for Cybersecurity Ethics. *Computer Security*. vol. 109, p. 102382.
- [12] R. Leszczyna. (2021). Review of cybersecurity assessment methods: Applicability perspective. *Computer Security*. vol. 108, p. 102376.
- [13] I. Lee.(2021). Cybersecurity: Risk management framework and investment cost analysis. *Business Horizons*.
- [14] M. Iaiani, A. Tugnoli, S. Bonvicini, and V. Cozzani. (2021). Analysis of Cybersecurity-related Incidents in the Process Industry. *Reliability Engineering and System Safety*. vol. 209, p. 107485.
- [15] M. I. Alghamdi. (2021). Determining the impact of cyber security awareness on employee behaviour: A case of Saudi Arabia. *Material Today*.
- [16] M. R. Asghar, Q. Hu, and S. Zeadally. (2019). Cybersecurity in industrial control systems: Issues, technologies, and challenges. *Computer Networks*. vol. 165, p. 106946.
- [17] A. Corallo, M. Lazoi, and M. Lezzi. (2020). Cybersecurity in the context of industry 4.0: A structured classification of critical assets and business impacts. *Computer Industry*. vol. 114, p. 103165.
- [18] K. J. Smith, G. Dhillon, and L. Carter. (2021). User values and the development of a cybersecurity public policy for the IoT. *International Journal of Information Management*. vol. 56, no. October 2020, p. 102123.
- [19] S. Kim, G. Heo, E. Zio, J. Shin, and J. gu Song. (2020). Cyber attack taxonomy for digital environment in nuclear power plants. *Nuclear Engineering Technology*. vol. 52, no. 5, pp. 995–1001.
- [20] IAEA. (2011). Computer Security at Nuclear Facilities. IAEA NSS No.17. IAEA. Vienna.
- [21] IAEA. (2015). Security of Nuclear Information. IAEA NSS No.23-G. IAEA. Vienna.
- [22] IAEA. (2008). Nuclear Security Culture. IAEA NSS No.7. IAEA. Vienna.
- [23] Republic of Indonesia. (1997). Act Number 10 Year 1997 on Nuclear Energy.
- [24] Republik Indonesia. (2007). Government Regulation on Safety of Ionizing Radiation and Security of Radioactive Sources.
- [25] Republik Indonesia. (2012). Government Regulation on Safety and Security of Nuclear Installation.
- [26] Republik Indonesia.(2009). BAPETEN Regulation on Physical Protection System for Nuclear Installation.
- [27] Republik Indonesia. (2012). BAPETEN Regulation on Design of Important System for Safety based on Computer in Power Reactor.
- [28] Republik Indonesia. (2016). BAPETEN Regulation on Security of Radioactive Sources.
- [29] Republik Indonesia. (2008). Act on Information and Electronic Transaction.
- [30] Republik Indonesia. (2016). Act on Amendment of Act No. 11 Year 2008 on Information and Electronic Transaction.

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** *Ahmad Ciptadi*

Instansi : BAPETEN

Pertanyaan:

- a) Terkait dengan keamanan cyber, BAPETEN sebagai Badan Pengawas juga memiliki titik rawan mengingat banyaknya data baik internal maupun eksternal yang sifatnya konfidensial. Dalam hal ini, adakah masukan dari Pak Nanang suatu sistem atau metode terbaik dalam mengamankan BAPETEN dari kejahatan cyber, serta bagaimana menumbuhkan dan membangun budaya keamanan cyber tersebut ke dalam semua level dalam organisasi?

Jawaban:

- a) Keberadaan data dan informasi milik pemegang izin, ataupun berkaitan dengan proses pengawasan oleh BAPETEN terhadap instalasi nuklir tentu merupakan potensi kerentanan keamanan siber, baik dari sisi kerahasiaan (confidentiality), integritas (integrity), dan ketersediaannya (availability). Sebagai institusi yang bersinggungan dengan instalasi nuklir

sebagai critical infrastructure, BAPETEN harus menerapkan program keamanan siber dengan baik. Program keaman siber harus mencakup komitmen dan dukungan manajemen, adanya rencana keamanan, dan prosedur atau instruksi untuk semua personil terkait. Penerapan program keamanan pada semua personil dan pada setiap jenjang organisasi yang baik akan melahirkan budaya keamanan siber nuklir. Terkhusus untuk pembinaan personil, perwujudan budaya keamanan siber nuklir dapat dimulai dari penumbuhkembangan kesadaran keamanan siber. Sosialisasi dengan pamflet, stiker, instruksi kerja, kegiatan diseminasi bisa dijadikan sarana untuk meningkatkan literasi digital bagi semua personil. Bagi personil yang bersentuhan langsung dengan keamanan data dan informasi, kualifikasi dan keahlian yang diperlukan harus dikembangkan terus-menerus melalui workshop, pelatihan, dan drilling kedaruratan siber.



Evaluasi Ketidakpastian Dosimetri Radioterapi *Conformal* Tiga Dimensi dan *Intensity Modulated Radiation Therapy* pada Beberapa Pusat Radioterapi: Studi Pendahuluan

Grace Esterina^{1,2} dan S.A. Pawiro¹

¹Departemen Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, UI, Depok, 16424

²Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Jakarta

g.ester978@gmail.com

ABSTRAK

Full Presentation

Radioterapi masih menjadi pilihan utama terapi kanker baik di dunia maupun di Indonesia. Pengobatan dengan radioterapi dimulai dengan tahap perencanaan radioterapi pada Treatment Planning System (TPS). Perencanaan ini mutlak diperlukan untuk menghindari kecelakaan radiasi berupa over dosis atau under dosis pada pasien. Tujuan dari penelitian ini adalah mengevaluasi ketidakpastian dosimetri pada Teknik 3D-CRT dan IMRT sehingga didapatkan gambaran ketepatan/akurasi dan besaran penyimpangan dosis radiasi yang diterima pasien dengan dosis yang direncanakan di TPS. Penelitian untuk teknik 3D-CRT menggunakan phantom CIRS thorax model 002LFC dan IMRT menggunakan solid water phantom mengikuti protokol standar pengujian sesuai Tecdoc 1583 tahun 2008 dan pengujian sesuai rekomendasi AAPM Task Group 119. Pengukuran dosis dilakukan menggunakan bilik ionisasi volume aktif 0,65 cm³ pada Linac energi 6 MV pada tujuh Linac. Besarnya deviasi dosis hasil perhitungan TPS dengan dosis hasil pengukuran untuk 3D-CRT pada ke tujuh Linac berturut-turut adalah sebesar 1,849±5,462, 0,061±7,413, 3,870±9,518, -1,075±2,565, -4,195±11,529, 1,817±36,256, dan 6,513±20,82. Beberapa Linac melebihi toleransi karena algoritma TPS tidak mampu memodelkan dengan baik penggunaan wedge. Besarnya deviasi dosis untuk 3D-CRT yang berada diluar rentang toleransi pada umumnya terjadi pada kasus uji empat untuk titik 10, yang pada perencanaannya menggunakan berkas tangensial pada material inhomogen, kasus uji 6 yang menggunakan blok dan material inhomogen. Hasil penelitian pada teknik IMRT, nilai *confidence limit* (CL) yang menggambarkan kesesuaian hasil pengukuran dosis dengan hasil perencanaan, untuk pengukuran dosis titik perencanaan IMRT pada daerah dosis tinggi pada Linac A sampai Linac F berturut-turut adalah sebesar 3,95%, 2,83%, 6,30%, 2,33%, 5,49%, dan 9,27% dengan batasan yang ditetapkan TG 119 adalah 4,07%. CL hasil pengukuran dosis titik perencanaan IMRT pada daerah dosis rendah pada Linac A sampai Linac F berturut-turut adalah sebesar 4,64%, 3,96%, 4,88%, 5,05%, 3,33%, dan 10,40% dengan batasan yang ditetapkan TG 119 adalah 4,05%. Hasil pengujian IMRT, Linac yang memakai algoritma AAA secara umum menghasilkan deviasi yang berada dalam rentang toleransi, sedangkan yang memakai algoritma superposisi banyak pengukuran dengan deviasi yang berada di luar rentang toleransi. Efek volume dari bilik ionisasi Farmer dapat mengakibatkan ketidakakurasian pengukuran untuk verifikasi klinis dari perencanaan IMRT hal tersebut diakibatkan oleh kurangnya resolusi spasial dari detektor yang digunakan untuk pengumpulan data berkas radiasi.

Kata Kunci : 3D-CRT, IMRT, TG-119, Confidence Limit

1 Pendahuluan

Pengobatan dengan radioterapi dimulai dengan tahap perencanaan radioterapi pada Treatment Planning System (TPS). Perencanaan ini mutlak diperlukan untuk menghindari kecelakaan radiasi berupa dosis berlebih (*over dose*) atau dosis kurang (*under dose*) pada pasien.

Perencanaan dan pengiriman dosis radiasi yang presisi dan akurat sangat penting untuk memperoleh eradikasi pada tumor dan menyelamatkan jaringan sehat dari dosis radiasi yang tidak perlu. Berdasarkan kurva dosis-respon klinis, akurasi keseluruhan pengiriman

dosis radiasi seharusnya kurang dari 5%.[1] Jaminan mutu (JM) dalam proses perencanaan radioterapi penting untuk memastikan pengiriman dosis radiasi yang akurat ke pasien dan untuk meminimalkan kecelakaan penyinaran.

Audit dosimetri adalah salah satu bagian jaminan mutu yang sangat penting untuk memberikan jaminan akurasi, menjamin pendekatan praktik yang terbaik, meminimalkan resiko kesalahan, menghindari litigasi yang berkaitan dengan masalah hukum, dan meningkatkan keselamatan sehingga unit TPS yang akan digunakan harus dipastikan keakuratannya melalui tahap komisioning untuk memastikan parameter-parameter dasar yang diinput di TPS nilainya benar. Agar dosis yang direncanakan di TPS sesuai dengan dosis radiasi yang diberikan ke target, perlu dilakukan sebuah verifikasi dosimetri [2].

International Atomic Energy Agency (IAEA) telah membuat dokumen pengujian untuk TPS berdasarkan IAEA TECDOC 1583 [3]. . Tecdoc IAEA belum di implementasikan di Indonesia, maka penulis mencoba untuk membuat studi awal evaluasi ketidakpastian dosimetri pada teknik 3DCRT di beberapa pusat radioterapi di Indonesia. Untuk Teknik IMRT, penilaian akurasi dosimetri menggunakan AAPM Task Group 119 [1].

2 Metodologi Penelitian

Penelitian dilakukan di 6 (enam) rumah sakit dan 7 (tujuh) pesawat Linac di Indonesia yang berlokasi di DKI Jakarta, Sumatera Utara dan Jawa Tengah. Alat dan bahan yang digunakan dalam penelitian ini dapat dilihat pada Tabel. 1

2.1 Evaluasi dosimetri radioterapi 3D-CRT

Tahapan penelitian evaluasi dosimetri radioterapi 3D-CRT ini dimulai dari pemindaian fantom CIRS untuk menverifikasi bilangan CT (*Hounsfield Units*, HU) dan perencanaan penyinaran. Selanjutnya, pemindaian fantom

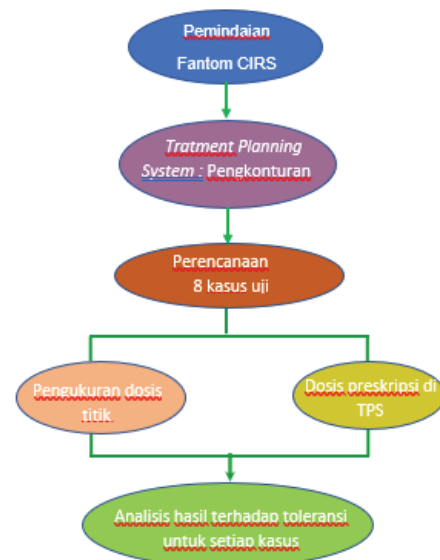
Tabel 1: Daftar peralatan yang dipergunakan dalam penelitian

| No | Merk | Tipe/Model |
|----|--|---|
| 1 | Fantom CIRS Thoraks | 002LFC |
| 2 | Fantom Solid Water | Solid Water |
| 3 | Bilik Ionisasi Volume Aktif 0,65 cm ³ | Standar <i>Imaging</i> FC65-G nomor seri XAJ192393 |
| 4 | Elektrometer | Standar <i>Imaging</i> MAX 4000 Plus |
| 5 | CT-Simulator | Philips Brilliance CT - <i>Big Bore Oncology</i> |
| 6 | Pesawat Linac | Varian Clinac iX, Halcyon, Varian <i>Trilogy</i> , <i>Sinergy Platform</i> , Elekta <i>Synergy Platform</i> |
| 7 | TPS | <i>Eclipse</i> Versi 11, <i>Eclipse</i> Versi 16, <i>Eclipse</i> Versi 13.6 yang menggunakan Algoritma Analytic Anisotropic Algorithm (AAA), Oncentra yang menggunakan Algoritma Konvolusi, XiO yang menggunakan Algoritma Superposisi. |

dan simulasi pengkonturan yang dilakukan di TPS untuk mendapatkan volume target dan organ at risks (OARs). Lebih lanjut, perencanaan radioterapi untuk 8 kasus uji, pengukuran dosis pada fantom dan evaluasi. Alur proses penelitian ini dapat dilihat pada **Gambar 1**.

Perhitungan dan penyinaran dilakukan dengan teknik SSD atau SAD dengan pertengahan titik pengukuran diposisikan sebagai *isocenter*. Pengukuran dosis fantom thoraks CIRS dapat dilihat pada **Gambar 2** sampai **Gambar 5** dilakukan pada setiap titik pengukuran sesuai dengan acuan pada IAEA Tecdoc 1583 menggunakan bilik ionisasi volume aktif 0.65 cm³ [3].

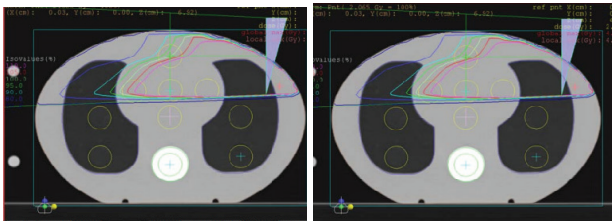
Hasil pengukuran yang diperoleh dengan bilik ionisasi masih berupa data mentah berupa jumlah muatan listrik (nano Colomb). Data tersebut kemudian dikonversi untuk



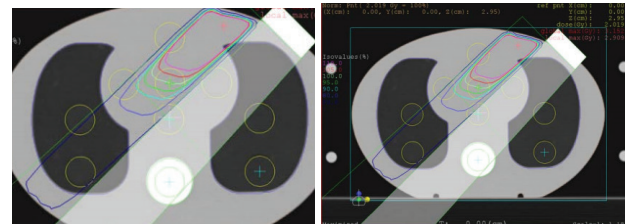
Gambar 1. Alur Proses audit dosimetri 3D-CRT

Tabel 2: Deskripsi uji dan lokasi titik pengukuran pada penelitian yang dilakukan mengikuti IAEA Tecdoc 1583 [3]

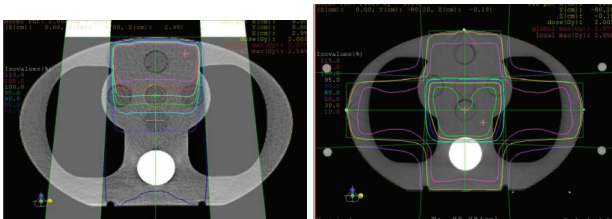
| Uji | Titik Pengukuran | Deskripsi Uji |
|-----|------------------|--|
| 1 | 1, 3, 5, 9, 10 | Pengujian lapangan referensi berdasarkan data CT |
| 2 | 1 | Berkas <i>oblique</i> , menggunakan <i>wedge</i> dan lapangan tangensial |
| 3 | 3 | Pengeblokan secara signifikan sudut lapangan |
| 4 | 5, 6, 10 | Empat lapangan <i>box system</i> ; dosis per lapangan dan penyerapan meja |
| 5 | 2, 7 | Bukaan otomatis (<i>automatic expansion</i>) dan <i>customized blocking</i> |
| 6 | 3, 7, 10 | <i>Berkas oblique</i> , lapangan ireguler dan pengeblokan di pusat lapangan |
| 7 | 5 | Tiga lapangan dengan lapangan lateral kiri dan lateral kanan menggunakan kolimator asimetri dan sepasang <i>wedge</i> 30°. |
| 8 | 5 | Berkas <i>non coplanar</i> dengan rotasi meja 270° dan kolimator. |



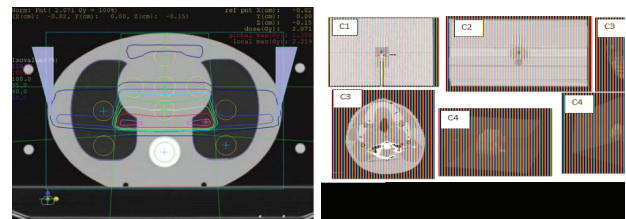
Gambar 2. Ilustrasi perencanaan dan distribusi dosis radiasi: (a) kasus uji satu (b) kasus uji dua [3]



Gambar 4. Ilustrasi perencanaan dan distribusi dosis radiasi: (a) kasus uji lima (b) kasus uji enam [3]



Gambar 3. Ilustrasi perencanaan dan distribusi dosis radiasi: (a) kasus uji tiga (b) kasus uji empat [3]



Gambar 5. Ilustrasi perencanaan dan distribusi dosis radiasi : (a) kasus uji tujuh (b) kasus uji delapan [3]

mendapatkan nilai dosis serap mengikuti protokol IAEA Tecdoc 1583 [3].

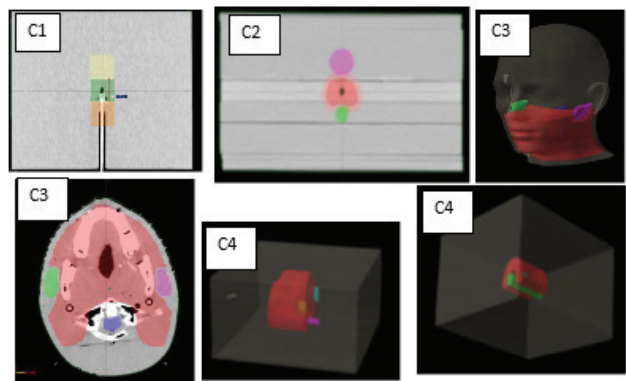
2.2 Evaluasi Dosis Radioterapi teknik IMRT

Proses penelitian evaluasi dosis IMRT didahului dengan pemindaian dilakukan dengan CT simulator pada solid water phantom disusun dengan tebal 20 cm dengan holder bilik ionisasi diposisikan 10 cm dari permukaan fantom anterior dan posterior fantom agar mendapatkan pengukuran dosis titik dari masing-masing perencanaan. Citra hasil pemindaian CT simulator kemudian dikirim ke komputer TPS untuk penggambaran struktur target. Selanjutnya dilakukan kontur volume target dan struktur jaringan sesuai acuan AAPM TG 119 [1].

Langkah pertama adalah tes pendahuluan P1 terdiri dari lapangan $10 \times 10 \text{ cm}^2$ anterior-posterior (AP) dengan dosis 200 cGy pada *isocenter*, kemudian menggunakan bilik ionisasi solid water phantom diukur dosis titik pada isocenter.

Perencanaan tes pengujian terdiri dari lima pengujian disertai sasaran dosis yang spesifik pada solid water phantom. Parameter perencanaan meliputi conformity index, homogeneity index, jumlah lapangan, dan total MU yang bertujuan untuk mengevaluasi tingkat kepercayaan sistem perencanaan dan dosimetri IMRT meliputi tes komisioning multi target, tes komisioning prostat, tes komisioning kepala dan leher, tes komisioning bentuk C. Perencanaannya dapat dilihat pada **Gambar 6**.

Tes multi target mengikuti rekomendasi AAPM TG 119 menggunakan 7 sudut gantri (0° , 50° , 100° , 150° , 210° , 260° , dan 310°). Dosis yang direncanakan pada tes prostat adalah 80 Gy dengan 2 Gy/fraksi sebanyak 40 fraksi. Posisi bilik ionisasi untuk pengukuran dosis titik di daerah dosis tinggi adalah pada *isocenter* sedangkan untuk daerah dosis rendah untuk melihat dosis pada rektum, posisi bilik ionisasi pada 2,5 cm posterior dari *isocenter*.



Gambar 6. Perencanaan IMRT C1 (Multitarget), C2 (Head and Neck), C3 (Prostate), C4 (C-Shape)

Perencanaan tes kepala dan leher total dosis preskripsinya adalah 50 Gy dengan 2 Gy/fraksi sebanyak 25 fraksi menggunakan 9 sudut gantri yaitu (0° , 40° , 80° , 120° , 160° , 200° , 240° , 280° dan 320°) dengan sudut kolimator 0° . Posisi bilik ionisasi untuk pengukuran dosis titik tinggi adalah pada *isocenter* sedangkan untuk melihat dosis rendah untuk melihat dosis pada sumsum tulang belakang, posisi bilik ionisasi adalah 4 cm posterior dari *isocenter*.

Perencanaan tes bentuk C dibagi menjadi dua yaitu C-mudah dan C-sulit dengan perbedaan batasan volume dan dosis yang diterima oleh struktur OAR seperti terlihat pada **Gambar 2**. Perencanaan C-mudah, 10% volume OAR menerima kurang dari 50% total dosis target sedangkan pada perencanaan C-sulit 10% volume OAR menerima kurang dari 20% total dosis target. Perencanaan IMRT menggunakan 9 sudut lapangan (0° , 40° , 80° , 120° , 160° , 200° , 240° , 280° dan 320°) dengan total dosis preskripsi adalah 50 Gy yang diberikan 2 Gy/fraksi sebanyak 25 fraksi. Untuk mengukur dosis titik di daerah dosis tinggi, posisi bilik ionisasi adalah 2,5 cm anterior dari *isocenter*, sedangkan untuk dosis titik di

daerah dosis rendah, posisi bilik ionisasi pada *isocenter*. Hasil perencanaan tes pendahuluan dan komisioning dari TPS kemudian dibandingkan dengan hasil perencanaan IMRT dan dihitung rasio perbedaannya.

3 Hasil dan Pembahasan

3.1 Hasil Pengujian Evaluasi Dosis Radioterapi Teknik 3D-CRT

Hasil pengujian ini dapat dilihat pada **Gambar 7** yang menunjukkan hasil pengukuran pada tujuh algoritma. Pada uji 1, Linac A, Linac B, Linac D dan Linac E nilai deviasi di seluruh titik pengukuran berada didalam rentang toleransi. Pengukuran di titik 1 yang deviasi berada diluar rentang toleransi adalah Linac C sebesar -3,54%, Linac F sebesar -3,53%, Linac G sebesar -2,28% dengan toleransi 2%. Pada pengukuran di titik 3, deviasi Linac G berada diluar rentang toleransi yaitu -2,78% dengan toleransi 2%. Pada pengukuran di titik 5, deviasi Linac G berada diluar rentang toleransi yaitu -3,26% dengan toleransi 2%, sedangkan pada titik pengukuran 9, deviasi Linac F dan Linac G berada diluar rentang toleransi yaitu -44,92% dan 33,83% dengan toleransi 4%. Hanya pada poin 10 semua Linac berada dalam rentang toleransi.

Pada uji 2, Linac A, Linac B, Linac D, dan Linac G nilai deviasinya berturut-turut adalah -1,785%, -2,880%, -2,563%, dan 0,415% serta berada pada rentang toleransi sebesar 3%, sedangkan untuk Linac E dan Linac F nilai deviasinya berada diluar rentang toleransi yaitu sebesar -6,922% dan 5,096%. Selanjutnya, pada uji 3, Linac A sampai Linac G berturut-turut

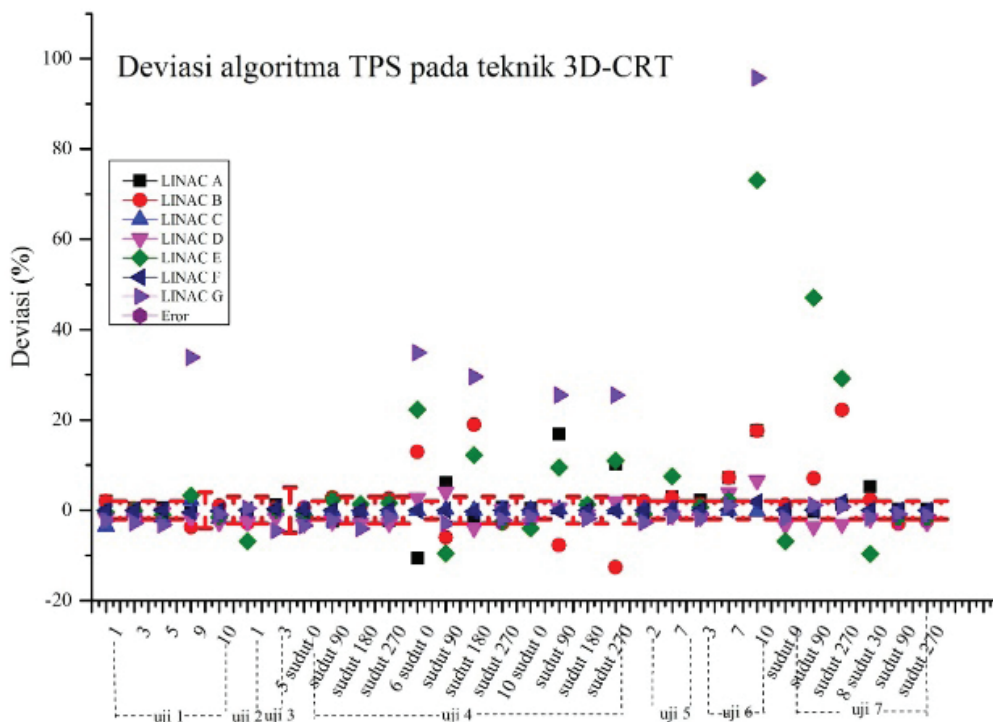
adalah sebesar 1,16%, 0,54%, -0,01%, 1,57%, -0,03%, -20,14%, -4,56%. Linac F dan Linac G yang berada di luar rentang toleransi sebesar 3%.

Pada uji 4 Secara umum deviasi pada pengukuran kasus uji 4 ini berada diluar rentang toleransi terutama pada titik pengukuran enam dan sepuluh. Hal ini sejalan dengan penelitian Lopez, et al (2014) di Portugal yang melakukan audit pada 25 TPS, dinyatakan bahwa untuk uji 4 pada poin pengukuran 6, terdapat 26 dari 68 pengukuran. Selain itu, deviasi dosisnya berada diluar rentang toleransi juga untuk poin pengukuran 10 yaitu terdapat 22 dari 68 pengukuran deviasinya berada diluar rentang toleransi [4].

Pada uji 5, terdapat deviasi di kedua titik pengukuran pada Linac A, Linac B, Linac C, Linac D semua berada pada rentang toleransi, sedangkan pada Linac E, Linac F dan Linac G nilai deviasinya berada diluar rentang toleransi. Hal ini juga sejalan pada penelitian sebelumnya dimana deviasi mencapai 24% di titik pengukuran nomor tujuh pada algoritma berbasis koreksi dan algoritma yang tidak memperhitungkan pergerakan elektron lateral [5].

Pada uji 6, deviasi pada lapangan ireguler bentuk L pada titik pengukuran nomor 3 hanya Linac F yang berada diluar rentang toleransi. Pada titik pengukuran 7 hanya Linac D dan Linac E yang berada dalam rentang toleransi sedangkan untuk titik pengukuran 10 semua berada di rentang toleransi. Hal ini menunjukkan bahwa walaupun di perencanaan dilakukan blok lapangan penyinaran, tetapi pada pengukuran tetap ada radiasi yang terukur. Hasil yang sama juga ditunjukkan pada penelitian sebelumnya [6].

Pada uji 7, yang berada diluar rentang toleransi adalah pesawat Linac B yang menggunakan algoritma AAA untuk



Gambar 7. Resume deviasi pengukuran akurasi dosis pada algoritma TPS pada 3D-CRT

titik pengukuran dengan sudut 90° dan 270° dan pesawat Linac E untuk seluruh sudut. Hal ini menunjukkan bahwa sistem wedge tidak berfungsi, ini juga sejalan dengan penelitian Lye *et al* (2014) yang melakukan audit 24 radioterapi berkas eksterna energi tinggi dinyatakan bahwa tingginya tingkat kegagalan sebagian besar disebabkan karena masalah sistematis dengan pemodelan wedge 60° , yang mengakibatkan pemberian dosis 5-8% lebih tinggi [7].

Linac C tidak dapat dilakukan pengukuran karena tidak ada menu wedge pada TPS.

Pada uji 8, deviasi yang berada di rentang toleransi hanya pada pesawat Linac B, Linac D dan Linac G. Linac A dan Linac E diluar rentang toleransi untuk titik pengukuran dengan sudut 30° , Linac F diluar toleransi untuk titik pengukuran dengan sudut 270° . Dari delapan uji di atas, terlihat bahwa bahwa pesawat Linac F dengan algoritma superposisi menunjukkan 16 dari 30 titik pengukuran berada diluar rentang toleransi. Jika dilihat dari dosis pada TPS, hasilnya tidak berbeda jauh dengan dosis pada TPS yang menggunakan algoritma AAA, sehingga dapat disimpulkan bahwa penyebab penyimpangan dosis kemungkinan karena adanya masalah pada pesawat Linac dalam produksi foton. Pesawat Linac E untuk semua pengujian yang menggunakan wedge nilainya diluar rentang toleransi, sedangkan untuk pengukuran yang menggunakan blok, dari 6 pengujian, 2 pengujian nilainya diluar rentang toleransi, seluruh hasil pengukuran dapat dilihat pada Tabel.3. Hasil pengujian 3D-CRT didapatkan prosentase titik pengukuran yang berada diluar toleransi dari pesawat Linac A sampai Linac G berturut-turut adalah 23,3%, 33,3%, 4,34%, 13,33%, 43,33%, 53,33%, dan 50%.

3.2 Hasil Pengujian Pendahuluan IMRT

Tes pendahuluan P1 dilakukan pada lapangan 10×10 cm², dengan SSD 90 cm dan dosis sebesar 100 cGy. Pengujian dilakukan dengan menggunakan bilik ionisasi Standar Imaging dan hasil pengukuran dosis titik di isosenter di setiap pesawat Linac didapatkan rentang deviasi 0.752-1.882%. Hasil

Tabel 3: Resume hasil pengukuran ketidakpastian dosimetri

| Linac | Titik Pengukuran yang berada dalam rentang toleransi | Titik Pengukuran yang berada diluar toleransi | Prosentase Pengukuran di luar toleransi (%) |
|-----------|--|---|---|
| A | 23 | 7 | 23,33 |
| B | 21 | 9 | 30,00 |
| C | 14 | 9 | 39,13 |
| D | 26 | 4 | 13,33 |
| E | 17 | 13 | 43,33 |
| F | 10 | 20 | 66,66 |
| G | 15 | 15 | 50,00 |
| Rata-rata | 18 | 11 | 37,97 |

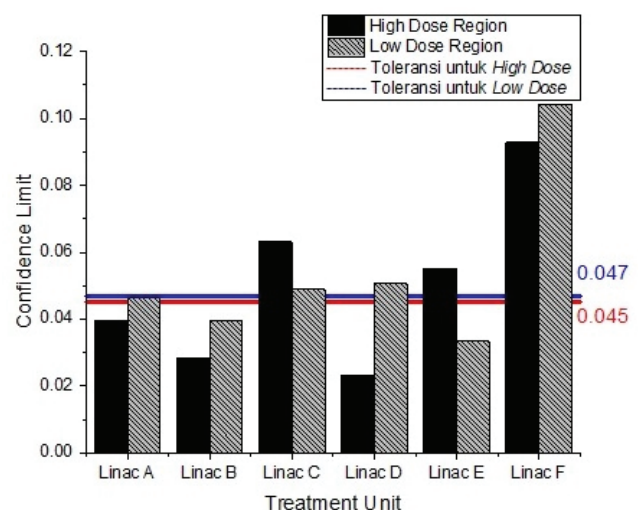
memperlihatkan bahwa perbandingan hasil pengukuran dosis absolut masih berada pada toleransi 2% untuk masing-masing linear accelerator.

Tahap berikutnya adalah tes pendahuluan, tujuannya adalah untuk menunjukkan bahwa sistem perencanaan memiliki akurasi yang cukup. Sasaran dosis perencanaan di setiap rumah sakit, untuk masing-masing tes mencapai sasaran kecuali pada Tes C4 bentuk C-sulit. Selain itu, untuk PTV D10 dan *Cord* D10 tidak dapat mencapai sasaran. Hasil tersebut menunjukkan bahwa sistem memiliki batasaan untuk memenuhi kriteria yang terlalu tinggi. Hal ini juga disampaikan pada TG 119. Hasil pengukuran pada tes multi target, prostat, kepala dan leher, bentuk C mudah dan bentuk C-sulit kemudian dibandingkan dengan dosis perencanaannya. Perbedaan dosis ini didapat dari pengurangan dosis terukur pada TPS dibagi dengan dosis prekripsi per fraksi yaitu 200 cGy.

Hasil Tes Komisioning Pengaturan Dosis Titik pada Daerah dosis tinggi dan Daerah dosis rendah

Gambar 8 menunjukkan yang menunjukkan bahwa nilai CL pada pengukuran dosis titik pada daerah dosis tinggi di masing-masing Linac A sampai Linac F secara berturut-turut adalah 0,0395; 0,0283; 0,0630; 0,0233; 0,0549; dan 0,0927. Ada 3 dari 6 pesawat Linac yang nilai CL nya berada di rentang toleransi, sedangkan nilai CL pada Linac C, E dan F melebihi batas toleransi yang direkomendasikan oleh TG 119 yaitu sebesar 0,045. Hal ini juga sejalan dengan penelitian yang dilakukan oleh Nainggolan A (2019) yang menyatakan bahwa meskipun CL dari bilik ionisasi FC65G memenuhi kriteria TG 119 akan tetapi FC65G gagal memenuhi batasan variasi dosis pengukuran dengan perencanaan yang ditetapkan TG 119 yaitu 3% [8].

Nilai CL pada Linac C juga melebihi toleransi karena memakai Linac dengan modalitas FFF yang berdampak pada peningkatan nilai MU dan Linac F menggunakan algoritma superposisi yang kurang maksimal pada daerah inhomogen. Pada pesawat F nilai penyimpangan tertinggi ada pada pengukuran C2 (*Head and Neck*) untuk posisi 2,5 cm posterior.



Gambar 8. Resume nilai *confidence limit*

Nilai CL pada pengukuran dosis titik pada daerah dosis rendah di masing-masing Linac A sampai Linac F secara berturut-turut adalah 0,0464; 0,0396; 0,0488; 0,0505; 0,0333; dan 0,1040. Ada 3 dari 6 pesawat Linac yang nilai CL nya berada diluar rentang toleransi 0,047 yaitu Linac C, Linac D dan Linac F, nilai CL pesawat F melebihi toleransi disebabkan faktor algoritmanya. Pada pesawat F nilai penyimpangan tertinggi ada pada pengukuran C2 (*Head and Neck*) untuk posisi 2,5 cm posterior, dan posisi *isocenter* baik C4 (*C-Shape*). Efek volume dari bilik ionisasi Farmer dapat mengakibatkan ketidakakurasian pengukuran untuk verifikasi klinis dari perencanaan IMRT hal tersebut diakibatkan oleh kurangnya resolusi spasial dari detektor yang digunakan untuk pengumpulan data berkas radiasi [9]. adapun efek *volume averaging* pada bilik ionisasi menyebabkan nilai deskrepansi mencapai -13,30% pada daerah target [10].

Hal ini terlihat pada nilai CL pada pengukuran dosis titik pada daerah dosis tinggi dan daerah dosis rendah yang melebihi 3% disebabkan oleh penggunaan bilik ionisasi volume 0,65 cm³.

Hasil pengujian IMRT, pesawat Linac A sampai Linac E yang memakai algoritma AAA secara umum menghasilkan deviasi yang berada pada rentang toleransi, sedangkan pada Linac F dengan algoritma superposisi deviasinya berada diluar toleransi. Hasil pengukuran dosis titik pada daerah dosis tinggi dan dosis rendah, 3 dari 6 pesawat Linac nilai CL nya berada di rentang toleransi.

4 Kesimpulan

Evaluasi ketidakpastian dosimetri radioterapi teknik 3D-CRT pada tujuh perangkat linear acclerator menunjukkan bahwa 38% persen titik pengukuran tidak memenuhi standar toleransi yang dinyatakan pada tecdoc IAEA 1583. Lebih lanjut, studi ketidakpastian dosimetri radioterapi teknik IMRT menunjukkan 50% dari enam perangkat linear accelerator memenuhi nilai toleransi *confidence limit* yang direkomendasikan AAPM Task Group 119. Namun demikian, semua pesawat linear accelerator yang digunakan memenuhi kriteria keluaran absolut berkas foton yaitu kurang dari 2%.

Ucapan Terima Kasih

Penulis ingin menyampaikan terima kasih kepada Direktur RS. Siloam MRCCC, RS. Siloam TB Simatupang, RSUD Pasar Minggu, RS. Gading Pluit, RS, Indriati Solo, RS. Murni Teguh Medan dan kepada seluruh Fisikawan Medik di RS yang membantu didalam pengambilan data.

Daftar Pustaka

- [1] Aapm, "TG-119 IMRT Commissioning Tests Instructions for Planning , Measurement , and Analysis," *Differences*, vol. 21, no. 3, pp. 308–310, 2009.
- [2] T. K. Johnson, "Commissioning and Quality Assurance of Computerized Planning Systems for Radiation Treatment of Cancer," *Health Phys.*, vol. 92, no. 4, pp. 407–408, 2007, doi: 10.1097/01.hp.0000256888.06234.e3.
- [3] Q. Assurance and D. Calculations, "Commissioning of Radiotherapy Treatment Planning Systems: Testing for Typical External Beam Treatment Techniques Commissioning of Radiotherapy Treatment Planning Systems : Testing for Typical External Beam Treatment Techniques," *At. Energy*, no. January, 2008.
- [4] M. C. Lopes *et al.*, "Treatment planning systems dosimetry auditing project in Portugal," *Phys. Medica*, vol. 30, no. 1, pp. 96–103, 2014, doi: 10.1016/j.ejmp.2013.03.008.
- [5] E. Gershkevitch *et al.*, "Dosimetric verification of radiotherapy treatment planning systems: Results of IAEA pilot study," *Radiother. Oncol.*, vol. 89, no. 3, pp. 338–346, 2008, doi: 10.1016/j.radonc.2008.07.007.
- [6] S. Kasmuri and S. A. Pawiro, "Dosimetry audit simulation of treatment planning system in multicenters radiotherapy," *AIP Conf. Proc.*, vol. 1862, 2017, doi: 10.1063/1.4991178.
- [7] J. Lye *et al.*, "A 2D ion chamber array audit of wedged and asymmetric fields in an inhomogeneous lung phantom," *Med. Phys.*, vol. 41, no. 10, 2014, doi: 10.1118/1.4896097.
- [8] A. Nainggolan and S. A. Pawiro, "Dosimetric evaluation of volumetric modulated arc therapy (VMAT) and intensity modulated radiotherapy (IMRT) using AAPM TG 119 protocol," *J. Biomed. Phys. Eng.*, vol. 9, no. 4, pp. 395–408, 2019, doi: 10.31661/jbpe.v0i0.839.
- [9] the international commission of radiation units and Measurements, *ICRU Report 62*. 2001.
- [10] A. Fitriandini, W. E. Wibowo, and S. A. Pawiro, "Comparison of dosimeter response: Ionization chamber, TLD, and Gafchromic EBT2 film in 3D-CRT, IMRT, and SBRT techniques for lung cancer," *J. Phys. Conf. Ser.*, vol. 694, no. 1, 2016, doi: 10.1088/1742-6596/694/1/012006.



Tinjauan Literatur terhadap Aspek Teknis dan Radiologis Penggunaan Kembali Terak Timah 2 yang Mengandung TENORM sebagai Bahan *Paving Block*

Hermawan Puji Yuwana^{1,2}

¹Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif, BAPETEN

²Fakultas Teknik, Departemen Teknik Sipil dan Lingkungan (Teknik Lingkungan), Universitas Indonesia

hermawanpujiyuwana@gmail.com

ABSTRAK

Indonesia adalah negara penghasil (produsen) dan pemilik cadangan timah terbesar kedua di dunia. Peleburan timah menghasilkan hasil samping diantaranya terak timah. Peningkatan produksi timah akan memberikan efek pada terak timah yang akan terus bertambah. Terak timah merupakan bahan yang banyak ditumpuk karena pemanfaatannya masih relatif kecil dan belum maksimal. Terak timah 2 memiliki potensi untuk digunakan sebagai substitusi agregat halus pada pembuatan *paving block*. Penulisan makalah ini bertujuan untuk mengidentifikasi secara literatur aspek teknis dan radiologis dari potensi penggunaan kembali terak timah 2 yang mengandung TENORM sebagai bahan *paving block*. Terak timah 2 perlu diuji karakteristik berdasarkan Standar Nasional Indonesia (SNI) untuk memastikan karakteristik fisika seperti berat jenis, berat isi, analisa lolosan, dan kadar air dari terak timah 2. Kandungan kimiawi terak timah didominasi oleh SiO_2 , Al_2O_3 , Fe_2O_3 , dan CaO , maka terak timah sendiri memang memiliki kemampuan yang baik sebagai bahan ikat dalam beton. Terak timah 2 diaplikasikan sebagai substitusi agregat halus dalam *paving block*. Dalam rangka pembuatan *paving block* dengan mutu tertentu, diperlukan komposisi terak timah 2 yang memberikan kuat tekan optimum. Dengan variabel control yang ditetapkan seperti ukuran agregat sebesar <1 mm. Sedangkan variabel komposisi terak timah 2 sebagai variabel bebas yang perlu diobservasi pada variasi 0%, 5%, 10%, 15%, dan 20%. *Paving block* dengan komposisi terak timah 2 kemudian diuji tekan dan dilakukan uji pelindian untuk mengetahui imobilisasi serta laju lepasan radionuklida ke lingkungan. Pemodelan RESRAD untuk mengetahui besarnya kontribusi terhadap dosis efektif pada jalur paparan tertentu.

[Full Presentation](#)

Kata Kunci: timah, terak, *paving block*, mutu, kuat tekan, lindi

1 Pendahuluan

Indonesia merupakan negara penghasil (produsen) timah terbesar kedua di dunia. Selain itu, Indonesia juga memiliki cadangan timah terbesar kedua di dunia [1]. Pada tahun 2019, produksi logam timah mencapai 78.189 ton atau setara dengan 22% produksi timah dunia tahun 2019. Berdasarkan pada data Kementerian ESDM, persebaran sumber daya dan cadangan timah Indonesia sebagian besar terdapat di Kepulauan Bangka Belitung. Kemudian diikuti oleh Provinsi Riau, Provinsi Kepulauan Riau, dan Provinsi Kalimantan Barat.

Pertambangan timah di Provinsi Kepulauan Bangka Belitung memberikan kontribusi terbesar kelima terhadap Produk Domestik Regional Bruto (PDRB). Selain itu sektor pertambangan menjadi sektor terbesar ketiga yang paling banyak menyerap tenaga kerja. [2]. Apabila dikaitkan dengan aspek ekonomi, signifikansi aktivitas pertambangan ini akan berkaitan dengan pertumbuhan ekonomi yang direfleksikan dengan kontribusi pertambangan dan aktivitas galian ikutannya terhadap PDRB. Berdasarkan data Badan Pusat Statistik dalam kurun waktu lima tahun terakhir, kontribusi dari industri ini secara keseluruhan terhadap aktivitas ekonomi di provinsi Bangka Belitung sekitar 12% dibandingkan dengan rata-rata angka nasional yang berkisar pada 7% [3].

Proses penambangan dan pengolahan timah akan menghasilkan hasil samping diantaranya monasit, ilmenit, zircon, dan terak timah (*tin slag*). Hasil samping berupa

monazite dan ilmenite didapatkan setelah kegiatan pencucian timah dalam proses peningkatan kadar (*grade*) Sn. Sedangkan terak timah dihasilkan setelah kegiatan peleburan timah [4]. Hasil samping inilah yang menjadi objek pengawasan dalam manajemen pengawasan TENORM [5]. Dari hasil penelitian yang telah dilakukan didapatkan bahwa limbah peleburan timah dari penambangan timah di Provinsi Bangka Belitung didominasi oleh radionuklida deret ^{232}Th dan ^{238}U [6].

Terak timah mempunyai bentuk yang tajam kasar dan kubikal. Terak timah merupakan bahan yang banyak ditumpuk dan cenderung menjadi limbah karena pemanfaatannya masih relatif kecil dan belum [7]). Belum termanfaatkannya terak timah karena kandungan zat radioaktif yang ada sebagai akibat dari radionuklida deret U dan Th. Dengan produksi yang terus meningkat maka jumlah dari terak timah akan terus bertambah. Terak timah merupakan mineral buangan yang umum dari proses peleburan bijih timah di industri timah. Pada proses peleburan timah, akan dihasilkan terak timah 1. Terak timah 1 kemudian akan dimasukkan sebagai umpan dalam proses selanjutnya sehingga akan dihasilkan terak timah 2.

Peraturan terkait pengawasan TENORM diantaranya adalah Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007, Peraturan Kepala BAPETEN No. 9 Tahun 2009, Peraturan Kepala BAPETEN No.16 Tahun 2013, Peraturan Badan Pengawas Tenaga Nuklir No. 3 Tahun 2021. Meskipun jika mengacu pada konsep pengawasan bahan berbahaya dan beracun (B3) sebagaimana tertuang dalam PP No. 22 Tahun 2021, pemanfaatan limbah B3 dilakukan jika tingkat radioaktivitas dapat diturunkan di bawah tingkat konsentrasi aktivitas. Hanya saja jika kembali ke beberapa peraturan yang diprakarsai oleh BAPETEN, ketentuan mengenai kriteria penggunaan kembali terhadap NORM/TENORM/mineral ikutan radioaktif belum diatur secara detail dalam peraturan. Sedangkan beberapa negara telah mengatur terkait dengan ketentuan dalam penggunaan kembali limbah NORM/TENORM/mineral ikutan radioaktif. Penggunaan kembali tersebut memang masih terbatas dalam beberapa pemanfaatan. Beberapa pemanfaatan/ penggunaan kembali antara lain seperti landfill, jalan, bahan bangunan, beton, batu bata, dll [8].

Berdasarkan pada SNI-03-0691-1996, *paving block* (bata beton) memiliki klasifikasi mutu sesuai dengan peruntukannya [9]. Masing-masing klasifikasi memiliki syarat mutu yang harus dipenuhi. Makalah ini bertujuan untuk mengidentifikasi aspek teknis dan radiologis dari potensi penggunaan kembali terak timah 2 yang mengandung tenorm sebagai bahan *paving block*.

2 Landasan Teori

Radionuklida alam merupakan radionuklida yang secara alami dapat berasal dari alam yang terdapat dalam mineral bijih dan bahan baku. Bahan ini biasa disebut sebagai *Naturally Occurring Radioactive Material (NORM)* [10]. Konsentrasi aktivitas radionuklida dalam batuan dan tanah di alam biasanya rendah. Unsur radionuklida yang paling umum adalah radionuklida dari deret uranium, deret thorium, dan kalium. Adanya kegiatan campur tangan manusia dapat mengakibatkan

NORM tersebut dapat meningkat konsentrasinya sehingga kemudian dikenal dengan istilah *Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Materials (TENORM)*. TENORM adalah zat radioaktif alam yang dikarenakan kegiatan manusia atau proses teknologi terjadi peningkatan paparan potensial jika dibandingkan dengan keadaan awal [11]. Sedangkan definisi dari mineral ikutan radioaktif adalah mineral ikutan dengan konsentrasi aktivitas paling sedikit 1 Bq/g (satu becquerel per gram) pada salah satu unsur radioaktif anggota deret uranium dan thorium atau 10 Bq/g (sepuluh becquerel per gram) pada unsur kalium yang dihasilkan dari kegiatan pertambangan, minyak dan gas bumi, dan industri lainnya.

Tinjauan dalam aspek teknis dan radiologis penggunaan kembali terak timah 2 sebagai bahan *paving block* menggunakan metodologi kajian literatur melalui peraturan perundang-undangan dan penelitian terkait. Peraturan perundangan terkait pengawasan TENORM diantaranya PP No. 33 Tahun 2007, Perka BAPETEN No. 9 Tahun 2009, Perka BAPETEN No. 16 Tahun 2013, Peraturan BAPETEN No. 3 Tahun 2021, dan PP No. 22 Tahun 2021. Kegiatan usaha di bidang energi dan sumber daya mineral serta bidang industri merupakan bidang yang paling sering dikaitkan dengan pemrosesan TENORM/mineral ikutan radioaktif. Peningkatan konsentrasi bahan radioaktif dapat ditemui dalam di bidang energi sumber dan daya mineral seperti eksploitasi minyak dan gas bumi, PLTU (batubara), proses *sandblasting*, peleburan logam, serta penambangan, pengolahan, dan pemurnian logam [10,12].

Ketentuan pengawasan TENORM diatur dalam PP No. 33 Tahun 2007, Perka BAPETEN No. 9 Tahun 2009, Perka BAPETEN No. 16 Tahun 2013 yaitu intervensi terhadap paparan yang berasal dari TENORM harus dilakukan oleh penghasil TENORM berdasarkan pada tingkat intervensi [11,13] intervensi terhadap paparan yang berasal dari TENORM dilakukan melalui tindakan remedial. Dalam hal tindakan remedial yang telah dilakukan tidak mencapai suatu nilai di bawah tingkat intervensi maka penghasil TENORM wajib mengajukan izin penyimpanan zat radioaktif sesuai dengan Perka BAPETEN No. 16 Tahun 2013. Penghasil TENORM selama memiliki izin penyimpanan dapat memanfaatkan TENORM untuk kegiatan tertentu seperti *sandblasting*, pengambilan mineral logam dan bukan logam, kegiatan industri keramik, atau kegiatan industri lainnya yang memanfaatkan TENORM [14].

Saat ini telah terbit Peraturan BAPETEN No. 3 Tahun 2021 yang merupakan peraturan pelaksana dari PP No. 5 Tahun 2021 tentang Penyelenggaraan Perizinan Berusaha Berbasis Risiko yang juga merupakan peraturan pelaksana dari UU No. 11 Tahun 2020 tentang Cipta Kerja. Pada lampiran Perba No. 3 Tahun 2021, istilah yang digunakan adalah mineral ikutan radioaktif. Penghasil mineral ikutan radioaktif harus memenuhi perizinan berusaha terkait dengan pengolahan mineral ikutan radioaktif dan penyimpanan mineral ikutan radioaktif. Hal ini disebabkan adanya pada kegiatan pertambangan atau pemrosesan bahan mentah masuk ke dalam situasi paparan terencana (*planned exposure situation*).

Pada umumnya terak timah 1 mengandung sekitar 20 – 30% timah dan terak timah 2 mengandung sekitar 2 – 3% timah [15]. Terak timah mengandung banyak mineral seperti SnO_2 ,

Tabel 1: Komposisi Kimia Terak Timah 2

| Sumber | SiO ₂ | Al ₂ O ₃ | Fe ₂ O ₃ | TiO ₂ | CaO | P ₂ O ₃ | Na ₂ O | SnO ₂ | ZrO ₂ | MgO |
|---|--|--------------------------------|--------------------------------|------------------|-------|-------------------------------|-------------------|------------------|------------------|-------|
| Ario Suharyanto et al., 2014 [17] Eko Sulistiyono et al., 2014 [16] | 13,65 | 6,32 | 12,71 | 17,64 | 20,07 | - | - | 2,37 | 12,01 | - |
| J W Soedarsono et al., 2018 [18] | MOO (<i>major other oxides</i>) terdiri dari SiO ₂ , CaO, TiO ₂ , Al ₂ O ₃ , Fe ₂ O ₃ dan ZrO ₂ , EMO (<i>element and minor other oxides</i>) terdiri dari Ta ₂ O ₅ dan Nb ₂ O ₅ | | | | | | | | | |
| Andi Rustandi et al., 2018 [19] | 39,7 | 13,2 | 8,7 | 6,84 | 5,64 | 5,26 | 4,3 | 4,1 | 3,75 | - |
| Irma T. Aryani et al., 2018 [20] R Riastuti et al., 2018 [21] Andi Rustandi et al., 2018 [22] | 39,66 | 13,18 | 8,77 | 6,84 | 5,65 | 5,26 | 3,75 | 4 | - | 1,91 |
| YI Supriyatna et al., 2019 | - | 5,03 | 10,51 | 5,71 | 12,44 | 1,06 | 0,554 | 1,36 | 5,33 | 0,523 |
| S. Permana et al, 2016 [15,23] | 34,26 | 11,7 | 8,84 | 11,92 | 15,44 | - | - | - | 4,78 | - |
| E. Praseryo et al., 2020 [24] | 29,32 | 11,84 | 7,27 | 13,53 | 19,55 | 0,78 | - | 1,57 | 8,5 | - |

Ket:

Tanda (-): tidak dilakukan pengukuran komposisi kimia tertentu

CaO, Fe₂O₃, SiO₂, TiO₂, ZrO₂, Al₂O₃, CeO₂, dll [16]. Berikut merupakan beberapa karakteristik dan komposisi kimia terak timah 2 diambil dari berbagai sumber referensi.

Berdasarkan pada SNI-7656-2012, beton adalah campuran antara semen Portland atau semen hidrolis lainnya, agregat halus, agregat kasar, dan air, dengan atau tanpa bahan tambahan yang membentuk masa padat, kuat, dan stabil [25]. Jenis semen Portland sendiri dapat dibedakan menjadi beberapa tipe yaitu tipe I-V. masing-masing tipe memiliki karakteristik penggunaan yang berbeda seperti Tipe I digunakan pada saat tidak dibutuhkan sifat khusus seperti yang dispesifikasi pada tipe lain, Tipe II digunakan untuk penggunaan umum atau untuk kebutuhan ketahanan sulfat sedang, Tipe III untuk kebutuhan kekuatan awal tinggi, Tipe IV untuk kebutuhan panas hidrasi rendah, dan Tipe V untuk kebutuhan ketahanan sulfat tinggi [26]. Agregat kasar adalah material (kerikil) hasil disintegrasi bumi dari batuan alam atau berupa batu pecah (split) dengan ukuran butir lebih besar atau sama dengan 4,75 mm (3/16 in) atau yang saringan no. 4 standar ASTM C- 33-93. Agregat halus adalah butiran mineral alami yang memiliki butiran lebih kecil dari 4,75 mm (3/16 in) atau yang lolos saringan No. 4 standar ASTM C 33-93. Agregat halus dapat berupa pasir alam, hasil disintegrasi batu alam atau debu hasil pecahan batu (*crusher*) [27]. Campuran air yang digunakan juga harus tepat sesuai dengan perencanaan dalam pembuatan beton. Air berkaitan erat dengan proses hidrasi yang akan terjadi. Jumlah air yang berlebihan akan menyebabkan banyaknya gelembung air setelah proses hidrasi selesai. Sebaliknya, jumlah air yang terlalu sedikit akan menyebabkan proses hidrasi tidak tercapai seluruhnya. Proporsi air yang digunakan akan mempengaruhi kekuatan tekan beton.

Ketentuan terkait dengan penggunaan beton sebagai *paving block* telah tertuang dalam SNI-03-0691-1996 [9]. *Paving block* diklasifikasikan berdasarkan mutunya sesuai dengan tujuan penggunaan. *Paving block* mutu A digunakan untuk jalan, mutu B untuk peralatan parkir, mutu C untuk pejalan kaki, dan mutu D untuk taman dan penggunaan lain. Masing-masing dari klasifikasi mutu *paving block* memiliki parameter fisika yang harus dipenuhi seperti kuat tekan, ketahanan, dan penyerapan air maksimal.

3 Pembahasan

Terak timah memiliki potensi digunakan sebagai bahan substitusi dalam pembuatan beton. Terdapat beberapa penelitian yang telah dilakukan dengan menggunakan terak timah sebagai substitusi agregat halus (pengganti pasir) dan substitusi semen portland. Kemudian dari 2 variabel tersebut, juga diteliti hubungan antara komposisi penambahannya dengan kuat tekan, kuat tarik, atau modulus elastisitas.

3.1 Karakteristik Fisika dan Kimia Terak Timah 2

Menurut Firdaus (2007) karakteristik terak timah 2 secara umum berbentuk yang tajam kasar dan kubikal, berat jenisnya yang jauh lebih besar dari agregat biasa (konvensional), mempunyai banyak lubang-lubang yang dapat menyerap air lebih banyak dibanding agregat biasa, mempunyai tahanan abrasi yang baik, dan ketahanannya terhadap suhu panas dan api sebagaimana pembentukannya (pada suhu 1000 °C hanya 75% yang pecah/retak). Oleh karena itu diperlukan pengukuran dan pengujian langsung terhadap karakteristik fisika seperti berat jenis, berat isi, analisa lolosan, dan kadar air dari terak timah berdasarkan Standar Nasional Indonesia yang berlaku.

Secara umum, penggantian sebagian agregat atau seluruh agregat disesuaikan dengan tujuan yang ingin dicapai. Seperti penggunaan agregat ringan sehingga diperoleh beton ringan. Penambahan agregat dengan berat jenis yang tinggi (lebih besar) dari agregat kerikil atau pasir untuk mendapatkan beton berat. Penambahan material berserat untuk meningkatkan kuat tarik atau modulus elastisitas. Dengan kata lain masih banyak lagi tujuan yang dapat dicapai dari substitusi material pengganti sesuai dengan karakteristik yang diinginkan.

Terak timah 2 sebagai material tambahan yang digunakan disamping sebagai bahan tambah, ditujukan untuk pengganti sebagian agregat halus. Berdasarkan beberapa penelitian terkait, terak timah 2 dapat digunakan sebagai material substitusi baik sebagai substitusi semen, agregat halus, atau agregat kasar. Dari beberapa sumber komposisi kimia dari terak timah yang didominasi oleh SiO₂, Al₂O₃, Fe₂O₃, dan CaO,

maka terak timah sendiri memang memiliki kemampuan yang baik sebagai bahan ikat dalam beton.

3.1 Variabel-variabel dalam Penggunaan Terak Timah 2 sebagai Bahan Paving block

Tujuan substitusi terak timah 2 adalah sebagai pengganti sebagian dari agregat halus. Agregat halus adalah agregat dengan besar butir maksimum 4,75 mm [28]. Variabel terikat yang perlu ditetapkan adalah pengaruh penambahan terak timah 2 terhadap kuat tekan *paving block*. *Paving block* yang akan dibuat minimal memenuhi mutu C yang diperuntukan untuk pejalan kaki berdasarkan pada SNI tersebut. Kuat tekan minimum dari mutu C adalah 12,5 MPa. Sedangkan variabel kontrol yang dikendalikan atau dibuat konstan adalah ukuran agregat sebesar <1 mm. Ukuran agregat <1 mm didasarkan pada penelitian Yusuf et al (2018) bahwa ukuran komposisi ukuran agregat <1 mm memberikan pengaruh terhadap kuat tekan yang optimal.

Komposisi dari terak timah 2 sebagai agregat halus dalam campuran *paving block* merupakan sebuah variabel bebas. Dimana komposisi dari terak timah 2 divariasikan menjadi beberapa komposisi untuk mengetahui pengaruhnya terhadap kuat tekan *paving block*. Berdasarkan dari beberapa penelitian terkait, dapat digunakan sebagai dasar dalam menentukan rentang komposisi penambahan terak timah 2 yang akan memberikan kuat tekan paling optimal.

Dari beberapa penelitian yang telah komposisi penambahan terak timah 2 yang digunakan bervariasi. Melita et al (2015) menggunakan terak timah sebagai bahan pengganti sebagian agregat halus dalam pembuatan campuran beton. Variasi komposisi yang digunakan adalah 0%, 10%, 20%, 30%, 40%, dan 50%. Dari hasil penelitian menunjukkan bahwa kuat tekan optimal pada komposisi terak timah 10%. Penelitian yang dilakukan Yusuf et.al (2018) menggunakan variasi komposisi resin dibandingkan terak timah adalah 20%, 25%, 30%, 35%, dan 40%. Dari hasil penelitian tersebut komposisi resin 30%: terak timah 2 70% memberikan kuat tekan paling optimal [29]. Penelitian lain oleh Hashim et al (2018) menggunakan variasi komposisi 0%, 20%, dan 100% terak timah [30]. Dari hasil penelitian tersebut didapatkan nilai kuat tekan optimal pada komposisi terak timah 20%. Dari keseluruhan menunjukkan bahwa semakin besar persentase penggunaan terak timah maka semakin kecil kuat tekan beton dan kuat tarik belah beton yang dihasilkan. Oleh karena itu perlu dilakukan observasi terhadap variabel bebas komposisi terak timah 2 pada variasi 0%, 5%, 10%, 15%, dan 20%.

3.2 Aspek Radiologis *Paving block* - Terak Timah

Terak timah 2 memiliki kandungan radioaktif/ konsentrasi aktivitas radionuklida yang beragam.

Menurut *The United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation* (UNSCEAR) (2000), tipikal konsentrasi aktivitas sebesar 1 Bq/g yang menjadi sebuah *trigger* untuk masuk dalam rezim pengawasan atau tidak. Dalam rangka untuk menilai efek/bahaya radiologi dari suatu material dalam hal ini adalah terak timah (tin slag), digunakan

sebuah indeks yang disebut Radium ekivalen (Raeq). Radium ekivalen merupakan nilai aktivitas yang menghasilkan dosis gamma yang sama. Distribusi radionuklida alam dalam sampel terak timah tidak seragam, Raeq (Bq/kg) dihitung untuk menunjukkan keseragaman terhadap paparan radiasi. Setiap konsentrasi aktivitas setara radium yang melewati 370 Bq/kg dapat meningkatkan bahaya radiasi [31], [32], [33], [34], [6].

Selain Raeq, terdapat metode lain yang dikenal dengan istilah Indeks Bahaya Eksternal (Hex). Indeks Bahaya Eksternal (Hex) adalah evaluasi bahaya radiasi gamma yang terkait dengan sumber radioaktif alam. Parameter yang diukur dan dianalisis sama dengan Raeq yaitu A_{Ra} , A_{Th} , dan A_K . Nilai Hex harus di bawah satu (≤ 1) untuk menjaga dosis radiasi eksternal kurang dari 1 mSv/tahun [34], [6].

Analisis yang dilakukan oleh Onek Gunawan et al (2019) terhadap terak timah salah satu perusahaan di Prov. Kepulauan Bangka dan Belitung didapatkan konsentrasi aktivitas berturut-turut dari ^{232}Th , ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{238}U and ^{40}K sebesar 15.443 Bq/kg, 13.337 Bq/kg, 5017 Bq/kg, 6.289 Bq/kg, dan 8.253 Bq/kg. Hasil analisis terhadap Raeq dan Hex menunjukkan bahwa terak timah tidak aman untuk digunakan dan memiliki potensi kontribusi terhadap dosis lebih dari 1 mSv/tahun [6].

Paving block dengan komposisi terak timah tertentu, kemudian dilakukan simulasi pelindian. Pelindian dilakukan untuk mengetahui tingkat imobilisasi kandungan radionuklida dalam *paving block* sehingga diketahui ada tidaknya lepasan ke lingkungan. Dari proses pelindian dapat diketahui laju lepasan radionuklida dari komponen *paving block* ke lingkungan. Kemudian dilakukan analisis dengan bantuan RESRAD untuk mengevaluasi dosis terhadap individu yang terpapar saat berada di dalam atau di luar area kontaminasi awal (primer). Kontaminasi primer, yang merupakan sumber dari semua rilis yang dimodelkan oleh *software* ini, diasumsikan sebagai lapisan tanah. Simulasi pelindian *paving blok* untuk menilai pelepasan kontaminan dari *paving block* ke jalur paparan yang paling berpengaruh dan berkontribusi dari terhadap dosis efektif. Pada kajian resiko radiologik dari landfill TENORM hasil kegiatan peleburan timah dengan menggunakan RESRAD menunjukkan bahwa jalur paparan radiasi langsung melalui tanah dan airborne merupakan jalur paparan yang memberikan kontribusi terbesar terhadap dosis efektif individu [4].

4 Kesimpulan

Indonesia merupakan negara penghasil (produsen) dan pemilik cadangan timah terbesar kedua. Proses penambangan, pengolahan, dan peleburan timah menghasilkan hasil samping berupa terak timah 2. Produksi yang terus meningkat maka jumlah dari terak timah akan terus bertambah. Terak timah 2 memiliki potensi untuk digunakan sebagai substitusi agregat halus pada pembuatan *paving block*. meskipun memiliki potensi, perlu dilakukan analisis secara fisika, kimia, dan radiologis. Terak timah 2 perlu diuji karakteristik berdasarkan SNI untuk memastikan karakteristik fisika seperti berat jenis, berat isi, analisa lolosan, dan kadar air dari terak timah

2. Sedangkan secara kimiawi terak timah yang didominasi oleh SiO_2 , Al_2O_3 , Fe_2O_3 , dan CaO . Terak timah 2 yang diaplikasikan sebagai substitusi agregat halus dalam *paving block* perlu ditetapkan komposisi yang memberikan kuat tekan optimum. Dengan variabel bebas yang ditetapkan seperti ukuran berdasarkan pada beberapa penelitian yang telah ada, maka dapat ditetapkan variabel kontrol dengan ukuran agregat sebesar <1 mm. Sedangkan variabel komposisi terak timah 2 sebagai variabel bebas yang perlu diobservasi pada variasi 0%, 5%, 10%, 15%, dan 20%. Dari aspek radiologis, *paving block* dengan komposisi terak timah tertentu yang memberikan kuat tekan paling optimal dilakukan uji pelindian untuk mengetahui imobilisasi dan laju lepasan radionuklida ke lingkungan. Pemodelan RESRAD untuk mengetahui besarnya kontribusi terhadap dosis efektif pada jalur paparan tertentu.

Ucapan Terima Kasih

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Kemenristek/BRIN yang telah memberikan dukungan pembiayaan melalui Beasiswa Sainstek 2020. Penulis juga mengucapkan terima kasih kepada BAPETEN yang telah memberikan kesempatan untuk melanjutkan studi lanjut.

Daftar Pustaka

- [1] Kementerian ESDM, "Potensi Investasi Timah di Indonesia," Kementerian ESDM, Jakarta, 2020.
- [2] BPS Provinsi Kepulauan Bangka Belitung, "Statistik Daerah Provinsi Kepulauan Bangka Belitung 2020," BPS Provinsi Kepulauan Bangka Belitung,, Pangkal Pinang, 2020.
- [3] Yulianti et al., "Analisa Pertambangan Timah Di Provinsi Kepulauan Bangka Belitung," Jurnal Ekonomi, vol. 22, no. 1, pp. 54-62, Februari 2020.
- [4] M. Alfiyan, "Penggunaan Perangkat Lunak RESRAD-OFFSITE untuk Memperkirakan Resiko Radiologik Suatu Fasilitas Landfill Slag Timah," Seminar Nasional Teknologi Informasi & Komunikasi Terapan 2011 (Semantik 2011), 2011.
- [5] H. P. Yuwana, "Tinjauan Pengaturan Pengawasan terhadap Proteksi dan Keselamatan Radiasi Kegiatan Pertambangan yang Menghasilkan TENORM," in Seminar Keselamatan Nuklir 2018, Malang, 2018.
- [6] Onek Gunawan et al., "Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Materials (TENORM) Analysis of Bangka Tin Slag Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Materials (TENORM) Analysis of Bangka Tin Slag," Journal of Physics: Conference Series, pp. 1-7, 2019.
- [7] Melita & Indra Gunawan, "Pengaruh Penggunaan Limbah Pengolahan Timah (Tin Slag) Sebagai Substitusi Parsial Agregat Halus Terhadap Kuat Tekan Dan Kuat Tarik Belah Beton," Fropil, vol. 3, pp. 41-51, 2015.
- [8] International Atomic Energy Agency (IAEA), "Naturally Occurring Radioactive Material (Proceedings VI)," IAEA, Vienna, 2010.
- [9] Badan Standarisasi Nasional (BSN), "SNI-03-0691-1996 tentang Bata Beton (Paving Block)," Badan Standarisasi Nasional (BSN), Jakarta, 1996.
- [10] International Atomic Energy Agency (IAEA), "Management of NORM Residues (TecDoc 1712)," IAEA, Vienna, 2013.
- [11] Republik Indonesia, "Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pngion dan Keamanan Sumber Radioaktif," Kementerian Sekretariat Negara, Jakarta, 2007.
- [12] International Atomic Energy Agency (IAEA), "Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards (GSR Part 3)," IAEA, Vienna, 2014.
- [13] Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN), "Peraturan Kepala BAPETEN No. 9 Tahun 2009 tentang Intervensi terhadap Paparan yang Berasal dari Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material," BAPETEN, Jakarta, 2009.
- [14] Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN), "Peraturan Kepala BAPETEN No. 16 Tahun 2013 tentang Keselamatan Radiasi dalam Penyimpanan Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material," BAPETEN, Jakarta, 2013.
- [15] S Permana et al., "Other Oxides Pre-removed from Bangka Tin Slag to Produce a High Grade Tantalum and Niobium Oxides Concentrate," IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering 131, pp. 1-10, 2016.
- [16] Eko Sulistiyono et al., "Proses Pelarutan Asam Sulfat dan Asam Klorida terhadap Hasil Reduksi Terak Timah," Metalurgi, vol. 29, no. 3, 2014.
- [17] Ariyo Suharyanto et al., "Pelarutan Terak Timah Bangka Menggunakan Larutan NaOH," Metalurgi, vol. 29, no. 3, Desember 2014.
- [18] J W Soedarsono et al., "Upgrading tantalum and niobium oxides content in bangka tin slag with double leaching," IOP Conference Series: Materials Science and Engineeringr 316, pp. 1-9, 2018.
- [19] Andi Rustandi et al., "Corrosion Behavior of Carbon Steel in Concrete Material Composed of Tin Slag Waste in Aqueous Chloride Solution," IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering 299, pp. 1-7, 2018.
- [20] Irma T. Aryani et al., "The Study of the Effect of Final Tin Slag as Partial Substitution in Portland based Concrete towards Corrosion Resistance of Reinforcement Steel against Chloride Environment with Linear Polarization Method," IOP Conference Series: Materials Science and Engineering 553, pp. 1-9, 2018.
- [21] R Riastuti et al., "The study of corrosion resistance of reinforcement steel embedded in concrete composed of commercial Portland cement and final tin slag against chloride environment," IOP Conference Series: Materials Science and Engineering 431, pp. 1-7, 2018.

- [22] Andi Rustandi et al., "Evaluation of the suitability of tin slag in cementitious materials: Mechanical properties and Leaching behaviour," IOP Conference Series: Materials Science and Engineering 299, pp. 1-7, 2018.
- [23] S. Permana et al., "The Enhancement of Uranium and Thorium in Bangka Tin Slag," Atom Indonesia, vol. 44, no. 1, pp. 37-42, 2018.
- [24] E Prasetyo et al., "Extraction of thorium from tin slag using acidic roasting and leaching method," in Proceedings of the 3rd International Seminar on Metallurgy and Materials (ISMM2019), 2020.
- [25] Badan Standarisasi Nasional (BSN), "SNI-7656-2012 tentang tata cara pemilihan campuran untuk beton normal, beton berat dan beton massa," Badan Standarisasi Nasional (BSN), Jakarta, 2012.
- [26] Badan Standarisasi Nasional (BSN), "SNI 2049-1:2020 tentang Semen Portland - Bagian 1 Spesifikasi," Badan Standarisasi Nasional (BSN), Jakarta, 2020.
- [27] A. Agung, "Kajian Kuat Tekan Beton Normal Menggunakan Standar SNI 7656-2012 dan ASTM C 136-06," Rang Teknik Journal, vol. I, no. 2, pp. 142-148, Juni 2018.
- [28] Badan Standarisasi Nasional (BSN), "SNI-03-6820-2002 tentang spesifikasi agregat halus untuk pekerjaan dan dan plesteran dengan bahandasar semen," Jakarta, 2002.
- [29] Muhamad Faidzal Mohd Yusuff et al., "Particle Size Effect on Optimal Mixture Ratio of Tin Slag Polymer Concrete Under Compression," Journal of Built Environment, Technology and Engineering, no. 5, pp. 1-6, September 2018.
- [30] Mohd Jamil Hashim et al., "Preliminary study of tin slag concrete mixture," IOP Conference Series: Materials Science and Engineering 298, pp. 1-8, 2018.
- [31] J. Beretka & P.J. Mathew, "Natural Radioactivity of Australian Building Materials, Industrial, Waste and y-Product," Health Physics, vol. 48, no. 1, pp. 87-95, January 1985.
- [32] Rasito et al., "Konsentrasi Uranium, Thorium Dan Kalium Dalam Berbagai Produk Semen Yang Dipasarkan Di Indonesia," Jurnal Sains dan Teknologi Nuklir Indonesia, vol. IX, no. 2, pp. 95-104, Agustus 2008.
- [33] M. Tufail, "Radium equivalent activity in the light of UNSCEAR report," Environ Monit Assess, vol. 184, p. 5663-5667, 2012.
- [34] Rasha S. Ahmed et al., "The Activity Concentrations and Radium Equivalent Activity in Soil Samples Collected from the Eastern Part of Basrah Governorate in Southern Iraq," Hindawi, vol. 2018, pp. 1-11, 2018.

TANYA JAWAB

1. Penanya : David Anggoro Putro

Instansi : BAPETEN

Pertanyaan:

- a) Apakah dari segi ekonomis Paving Block dari terak timah bisa bersaing dengan Paving block dari bahan konvensional yang sudah ada di pasaran, mengingat agar produk bisa diterima market suatu produk harus memiliki value yang bisa diunggulkan daripada produk lain, apalagi bahannya terbuat dari residu radioaktif kendati sudah minim efeknya?

Jawaban:

- a) Ruang lingkup utama yang saat ini menjadi pokok bahasan adalah terkait dengan aspek teknis (fisika dan kimia) dan aspek radiologis. Sedangkan aspek ekonomi menjadi hal yang dapat dipertimbangkan selanjutnya setelah 2 hal aspek tersebut dapat dipenuhi seperti ketentuan nilai batas dosis sesuai dengan nilai yang diperkenankan juga harus menjadi pertimbangan utama.

2. Penanya : Veronica Tuka

Instansi : BAPETEN

Pertanyaan:

- a) Bagaimana jika terak timah 2 tersebut masih terdapat dalam izin penyimpanan apakah harus menjadi limbah terlebih dahulu baru kemudian dapat digunakan sebagai bahan *paving block*? Terima kasih

Jawaban:

- a) Sesuai dengan ketentuan peraturan yang berlaku saat ini memang ada beberapa peraturan terkait seperti Perka BAPETEN No. 9 Tahun 2009, Perka BAPETEN No. 16 Tahun 2013, dan Perba No. 3 Tahun 2021. Pada prinsipnya memang awalnya adalah untuk mengetahui ketentuan yang terkandung dalam Pasal 45 Perka BAPETEN No. 16 Tahun 2013 yang menyebutkan bahwa selama dilingkupi izin penyimpanan dapat dimanfaatkan. Hanya saja ketentuan detail dan kriteria penggunaan kembali masih belum eksplisit tertuliskan. Jika sudah dianggap sebagai limbah maka dapat menggunakan ketentuan dalam PP No. 22 Tahun 2021 yang mengatur mengenai ketentuan dalam pemanfaatan limbah B3.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Tantangan Komunikasi oleh Humas Bapeten dalam Mempublikasikan Pengawasan Nuklir di Indonesia

Octha Riau Septiany

Biro Hukum, Kerja sama dan Komunikasi Publik, BAPETEN

o.riauseptiany@bapeten.go.id

ABSTRAK

Dalam hal komunikasi publik humas memegang peranan penting dalam menyampaikan informasi kepada publik terkait pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia melalui jejaring media yang tersedia saat ini. Tujuan penelitian ini adalah untuk mengetahui inovasi dalam tantangan yang dihadapi humas Bapeten dalam mempublikasikan pengawasan nuklir di Indonesia. Penelitian ini menggunakan teori difusi dan inovasi. Pendekatan penelitian yang digunakan adalah pendekatan penelitian kualitatif dengan metode wawancara yang digunakan untuk memperoleh hasil penelitian. Hasil penelitian menunjukkan bahwa Humas Bapeten dapat menghadapi beberapa tantangan komunikasi dalam proses publikasi pengawasan nuklir di Indonesia dan humas Bapeten mempunyai inovasi dalam menghadapi tantangan yang ada. Indikasi terlihat dari aktifnya website Bapeten dalam melakukan pemberitaan pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia dan media sosial Bapeten yang terdiri dari Twitter, Facebook dan Instagram serta sosialisasi yang bisa berjalan walaupun dengan Sumber Daya Manusia (SDM) yang terbatas serta keterbatasan pengetahuan teknis dan juga peralatan seperti perangkat keras/ lunak oleh personil humas Bapeten.

Kata kunci : Humas, Tantangan, Inovasi, Bapeten

ABSTRACT

In terms of public communication, public relations plays an important role in conveying information to the public related to the supervision of nuclear energy utilization in Indonesia through the media networks. The purpose of this research is to find out the innovations in the challenges faced by Bapeten's public relations in publishing nuclear surveillance in Indonesia. This research uses diffusion and innovation theory. The research approach used is qualitative research approach with interview method used to obtain research results. The results showed that Public Relations Bapeten faced several communication challenges in the process of publication of nuclear surveillance in Indonesia and public relations Bapeten has innovations in facing the challenges that exist. Indications can be seen from the active website Bapeten in conducting news on the utilization of nuclear power in Indonesia and bapeten social media consisting of Twitter, Facebook and Instagram as well as socialization that can run even with human resources (HR) yag limited as well as limitations of technical knowledge and also equipment such as hardware / software by public relations personnel Bapeten.

Keywords : Public Relations, Challenge, Innovation, Bapeten

1 Pendahuluan

Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) merupakan Lembaga Pemerintah Non Kementerian (LPNK) yang berada di bawah dan bertanggung jawab kepada Presiden. BAPETEN bertugas melaksanakan pengawasan terhadap segala kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia melalui peraturan perundangan, perizinan, dan inspeksi sesuai dengan peraturan perundangan yang berlaku. BAPETEN didirikan pada tanggal 8 Mei 1998 dan mulai aktif berfungsi pada tanggal 4 Januari 1999 [1]. Badan Pengawas Tenaga Nuklir berdiri berlandaskan UU no 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran. yang menunjukkan

SKN 2021

Full Presentation

pentingnya energi nuklir bagi kesejahteraan kita dan perlunya keselamatan dalam penggunaannya. Badan sebagai instansi pemerintah non kementerian mempunyai tugas melaksanakan pengawasan tenaga nuklir. Terkait tugas tersebut, dalam hal komunikasi publik Badan memegang peranan penting dalam menyampaikan informasi kepada publik dan pemangku kepentingan terkait pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia melalui jejaring media yang tersedia saat ini. Badan memiliki posisi strategis dalam menyampaikan kebijakan, merumuskan informasi yang mudah dipahami masyarakat, memberikan informasi yang dapat memberikan rasa aman terhadap pemanfaatan tenaga nuklir [2].

Humas menurut IPRA "*International Public Relation Association*" adalah fungsi manajemen dari ciri yang terencana dan berkelanjutan melalui organisasi dan lembaga swasta atau publik untuk memperoleh pengertian, simpati dan dukungan dari mereka yang terkait atau mungkin ada hubungannya dengan penelitian opini public di antara mereka. Humas pemerintah sebagai fungsi manajemen yang membantu agar agen, departemen, dan entitas publik lainnya dapat responsif terhadap warga yang mereka layani [3]. Humas sendiri berperan penting dalam menjembatani hubungan instansi dengan publik, baik itu masyarakat luas ataupun beberapa pihak seperti stake holder. Kelompok fungsi Komunikasi publik (humas) berada di bawah Biro Hukum, Kerja sama, dan Komunikasi Publik di lingkungan Bapeten.

Saat situasi pandemik covid 19 melanda, humas Bapeten mendapatkan tantangan dalam melaksanakan tugas dan fungsi yang sudah ditetapkan. Tantangan komunikasi humas dalam mengkomunikasikan pemanfaatan tenaga nuklir kepada khalayak (masyarakat). Dalam menghadapi tantangan yang ada humas Bapeten harus membuat berbagai inovasi agar publikasi pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia dapat berjalan.

Menurut Rogers [4], proses inovasi terdiri dari lima (5) tahap yaitu tahap pengetahuan (*knowledge*), tahap bujukan (*persuasion*), tahap keputusan (*decision*), tahap implementasi (*implemenation*), tahap konfirmasi (*confirmation*). Proses inovasi tersebut dapat berhasil apabila menggunakan strategi yang tepat. Humas sendiri harus berperan dalam mempublikasikan sehingga informasi mengenai instansi dapat sampai kepada masyarakat.

Menurut penelitian yang telah dilakukan oleh Umaimah dan Nurzahara mengenai Tantangan humas pemerintah dalam upaya publikasi inovasi, ternyata ada banyak inovasi dalam melakukan publikasi salah satunya pemanfaatan website Instansi sebagai salah satu media sosialisasi kepada masyarakat. Dan selain itu humas juga bekerjasama dengan media massa [5].

Selain itu kurangnya Sumber Daya Manusia (SDM) di sub kelompok Komunikasi Publik juga menjadi masalah yang sangat penting untuk segera diselesaikan, serta minimnya kualifikasi personil yang menguasai dasar pengetahuan teknis yang sangat penting dalam mengkomunikasikan pemanfaatan ketenaganukliran kepada masyarakat dalam bahasa yang mudah dipahami.

Makalah ini bertujuan untuk mengetahui inovasi dalam tantangan yang dihadapi humas Bapeten dalam mempublikasikan pengawasan nuklir di Indonesia.

2 Metode Penelitian

Penelitian ini menggunakan pendekatan kualitatif deskriptif dengan menggunakan single case study dengan objek tantangan komunikasi oleh humas Bapeten dengan periode waktu penelitian yaitu pada bulan Januari sampai dengan April 2021. Inovasi yang dipilih dan menghadapi tantangan yaitu pemanfaatan *website* lembaga instansi Bapeten dan hubungan dengan media massa dan kurangnya SDM yang ada di Humas Bapeten.

Data yang digunakan yaitu data primer berupa wawancara mendalam kepada Koordinator Komunikasi Publik Bapeten dan data sekunder berupa dokumentasi dengan penentuan sampling informan adalah *purposive sampling*.

3 Hasil dan Pembahasan

3.1 Public Relation

Humas atau Public Relations sebagai alat manajemen secara struktural merupakan bagian integral dari suatu organisasi/perusahaan, berperan sangat signifikan dan kontribusinya turut menentukan keberhasilan organisasi/perusahaan itu untuk mencapai visi, misi dan tujuan bersama. PR memiliki peran untuk membantu organisasi menentukan bukan hanya apa yang akan dikatakan, tetapi juga apa yang akan dilakukan [6].

Ada sangat banyak versi dari pengertian humas atau PR. Salah satunya yaitu menurut Menurut Moore dalam Mukarom dan Laksana [7] istilah hubungan dengan masyarakat mencakup hubungan dengan masyarakat luas, baik melalui publisitas khususnya fungsi-fungsi organisasi dan sebagainya berkaitan dengan usaha menciptakan opini publik dan citra yang menyenangkan untuk dirinya sendiri.

Tantangan publikasi yang dihadapi oleh humas disaat pandemi ini memaksa praktisi humas untuk mensiasati dan membuat inovasi dalam melakukan tugas dan fungsinya sebagai humas. Lalu apa saja inovasi humas dalam melakukan publikasi pengawasan nuklir di Indonesia dalam mengatasi masa pandemi ini yaitu melalui teori difusi inovasi.

Dalam penelitian yang dilakukan, humas Bapeten sudah melakukan inovasi dalam melakukan publikasi pengawasan nuklir dengan optimal.

3.2 Tantangan dan Inovasi

Teori difusi inovasi menjelaskan proses bagaimana suatu inovasi dikomunikasikan lewat channel tertentu sepnajng waktu kepada anggota kelompok dari suatu sistem sosial. *Diffusion is the process by which an innovation is communicated through certain channels over time among the members of a social system* [8]

Proses inovasi disajikan sebagai suatu tahapan kesadaran (pengetahuan), minat, persuasi, keputusan, adopsi, dan konfirmasi.

Dalam proses difusi inovasi terdapat 4 (empat) elemen pokok, yaitu:

1. Inovasi, gagasan, tindakan, atau barang yang dianggap baru oleh seseorang. Dalam hal ini, kebaruan inovasi diukur secara subjektif menurut pandangan individu yang menerimanya. Jika suatu ide dianggap baru oleh seseorang maka ia adalah inovasi untuk orang itu. Konsep 'baru' dalam ide yang inovatif tidak harus baru sama sekali.
2. Saluran komunikasi, 'alat' untuk menyampaikan pesan-pesan inovasi dari sumber kepada penerima. Dalam memilih saluran komunikasi, sumber paling tidak perlu memperhatikan (a) tujuan diadakannya komunikasi dan (b) karakteristik penerima. Jika komunikasi dimaksudkan untuk memperkenalkan suatu inovasi kepada khalayak yang banyak dan tersebar luas, maka saluran komunikasi yang lebih tepat, cepat dan efisien, adalah media massa. Tetapi jika komunikasi dimaksudkan untuk mengubah sikap atau perilaku penerima secara personal, maka saluran komunikasi yang paling tepat adalah saluran interpersonal.
3. Jangka waktu, proses keputusan inovasi, dari mulai seseorang mengetahui sampai memutuskan untuk menerima atau menolaknya, dan pengukuhan terhadap keputusan itu sangat berkaitan dengan dimensi waktu. Paling tidak dimensi waktu terlihat dalam (a) proses pengambilan keputusan inovasi, (b) keinovatifan seseorang: relatif lebih awal atau lebih lambat dalam menerima inovasi, dan (c) kecepatan pengadopsian inovasi dalam sistem sosial.
4. Sistem sosial, kumpulan unit yang berbeda secara fungsional dan terikat dalam kerjasama untuk memecahkan masalah dalam rangka mencapai tujuan bersama.

Semua elemen yang ada harus digunakan secara maksimal dalam menghadapi tantangan komunikasi yang sedang terjadi.

Tantangan terbesar humas Bapeten dalam melaksanakan publikasi adalah keterbatasan kemampuan teknis dari personil Humas dalam melaksanakan publikasi ataupun saat melaksanakan kegiatan edukasi publik. Kondisi ini disebabkan kualifikasi personil yang ada di humas BAPETEN yang berasal dari jenjang pendidikan sosial, sedangkan banyak hal di BAPETEN yang memerlukan dasar pengetahuan teknis yang cukup untuk bisa mengkomunikasikan hal tersebut ke masyarakat dalam bahasa yang sederhana. Tantangan lain yang cukup besar adalah ketersediaan jumlah SDM di humas yang masih jauh dari mencukupi untuk bisa mengcover publikasi kegiatan yang dilaksanakan oleh unit kerja di BAPETEN. Banyak kegiatan di BAPETEN yang dilaksanakan pada waktu yang bersamaan sehingga tidak dapat melakukan peliputan dikarenakan ketiadaan personil humas yang bisa melaksanakan peliputan dan selanjutnya mempublikasikan melalui pemberitaan di website BAPETEN.

Dalam menghadapi tantangan dibutuhkan inovasi dalam mengatasinya beberapa inovasi yang dilakukan Koordinator Humas Bapeten, antara lain dengan menggandeng unit teknis dalam melaksanakan publikasi di BAPETEN, dalam arti menunjuk perwakilan di masing-masing unit kerja untuk bisa membantu publikasi kegiatan di unit kerja masing-masing, manakala tidak ada personil humas yang bisa melaksanakan tugas tersebut.



Gambar 1. Elemen pokok difusi inovasi

Perwakilan unit kerja juga dilibatkan saat ada komunikasi yang dilakukan oleh masyarakat yang hal tersebut menyangkut aspek teknis, maka humas akan meminta masukan kepada para perwakilan unit kerja untuk bisa memberikan masukan atau melakukan respon terhadap komunikasi masyarakat tersebut. Inovasi lain adalah dengan melaksanakan internal coaching di lingkungan humas, dengan memperkenalkan aspek teknis yang ada di BAPETEN, sehingga diharapkan personil humas memiliki gambaran umum terhadap bisnis utama yang dilakukan oleh BAPETEN.

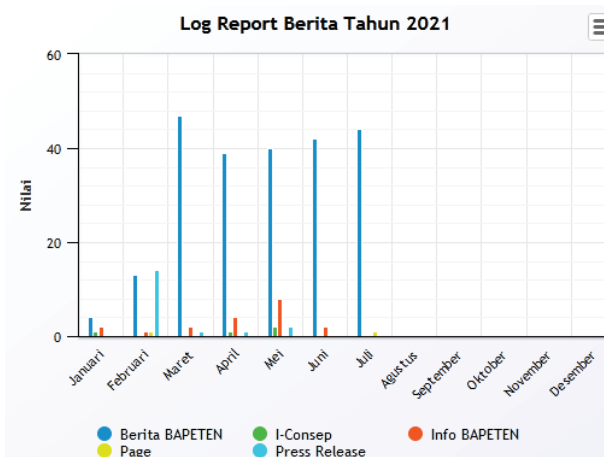
Untuk penunjukan perwakilan unit kerja, sudah berjalan dengan baik, dan dukungan unit kerja terhadap inovasi ini juga sangat menggembirakan. Untuk *internal coaching* hanya terkendala dalam waktu pelaksanaan maupun narasumber materi. Solusi jangka panjang yang diharapkan adalah dengan penambahan personil di humas, termasuk dengan menerima personil humas dengan latar belakang pendidikan teknis.

Pengelolaan *website* serta media sosial oleh Humas Bapeten tidak berjalan cepat dengan sendirinya, melainkan memerlukan dukungan dari berbagai unit kerja lainnya agar maksimal dalam memberikan informasi khususnya dibidang teknis. Saat ini website dan media sosial Bapeten sudah sangat aktif dalam memberikan informasi, Humas Bapeten juga menayangkan iklan khusus untuk lebih mengenalkan Bapeten melalui kanal berita yaitu Detik.com. Pihak ketiga tersebut tentunya menjadi Alat bagi humas dalam memperkenalkan Bapeten kepada masyarakat.

Waktu yang berkesinambungan dalam mempublikasikan pengawasan nuklir membuat masyarakat selalu menerima informasi baik itu melalui web, media sosial bahkan iklan dari Bapeten yang tentu saja dikelola oleh SDM Humas Bapeten.

Berdasarkan berbagai kendala yang dihadapi terdapat beberapa solusi yang dapat dilakukan yaitu :

1. Perlu adanya penambahan personil humas yang membantu mempublikasikan pengawasan nuklir di Indonesia, mengingat humas memiliki peran yang sangat besar sebagai representatif dari Bapeten
2. Adanya peningkatan pengetahuan baik di bidang komunikasi ataupun bidang teknis
3. Meningkatkan pengelolaan website dengan memberikan berbagai inovasi menarik baik itu tampilan ataupun isi dari website itu sendiri
4. Meningkatkan pengelolaan media sosial yang lebih variatif seperti menampilkan infografis yang menarik
5. Sosialisasi melalui seminar atau *workshop* yang lebih ditingkatkan
6. Humas Bapeten harus mempunyai rencana yang matang serta terukur agar target dalam mempublikasikan pengawasan nuklir di Indonesia berjalan dengan baik.



Gambar 2. Log berita 2021

4 Kesimpulan

Berdasarkan dari hasil dan pembahasan yang sudah dijelaskan terdapat beberapa simpulan yang dapat diambil dalam penelitian ini adalah Humas Bapeten harus menambah kanal dalam mempublikasikan dan menginformasikan kepada masyarakat yang dibantu dengan penambahan sumber daya manusia dan peningkatan pengetahuan dalam berbagai bidang baik itu sosial maupun teknis. Dengan penambahan saluran tersebut maka akan lebih mengenalkan Bapeten kepada khalayak dan menyebarkan pengawasan nuklir

oleh Bapeten yang saat ini dimana masyarakat belum banyak memperhatikan.

Humas Bapeten sebagai wajah dari instansi tentunya harus memiliki rencana yang matang dan terukur dalam setiap tindakan publikasi agar dapat efektif dalam mencapai target audiensi yang masih awam terhadap nuklir, dengan melihat data pemberitaan yang telah humas kerjakan selama paruh pertama di tahun 2021 yang hampir stabil setiap bulannya.

Daftar Pustaka

- [1] https://id.wikipedia.org/wiki/Badan_Pengawas_Tenaga_Nuklir
- [2] BAPETEN, 2020, Peraturan Kepala Bapeten Nomor 14: Komunikasi Publik, Jakarta
- [3] Cutlip. M.Scoot, 2006, Effective Public Relation, Jakarta Kencana Prenada Media Group
- [4] Rogers. M, 2003, Diffusion of Inovation, Erlangga
- [5] Wahid, Umaimah, 2020, Tantangan Humas Pemerintah Daerah Dalam Upaya Publikasi Inovasi Program Smart City
- [6] Burson. Harold, 2017, The Business of Persuasion : Harold Burson on Public Relation
- [7] Mukarom. Z, 2015, Manajemen Public Relation : Panduan Efektif Pengelolaan Hubungan Masyarakat, Pustaka Setia
- [8] Rogers. M, 2003, Diffusion of Inovation, Erlangga

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** Retno Agustyah

Instansi : BAPETEN

Pertanyaan:

- a) Ketika proses publikasi sudah bisa dikatakan berhasil, apakah penelitian ini tidak sebaiknya dikombinasikan dengan pengukuran kepada publik eksternal sehingga diperoleh hasil yang lebih objektif (dari 2 arah)? Karena teori inovasi dan difusi yang diterapkan sekarang hanya fokus kepada internal manajemen humas.

Jawaban:

- a) Makalah ini memang hanya mengukur dari internal Bapeten saja, namun tidak menutup kemungkinan kedepannya saya akan mengembangkan penelitian ini dengan menambah publik eksternal sebagai pengukur sudah berhasil atau tidaknya proses

publikasi yang dilakukan humas di Instansi Bapeten. Inovasi sendiri memang diciptakan oleh seseorang yang berada didalamnya maka dari itu makalah ini mengambil sudut pandang Humas Bapeten sendiri

2. **Penanya :** Dedy Rusdiana

Instansi : BAPETEN

Pertanyaan:

- a) Terkait penelitian tersebut, tadi disebutkan responden adalah internal BAPETEN, boleh diinfo siapa saja (jabatan) responden yang di ambil persepsinya?

Jawaban:

- a) Responden dari makalah saya yaitu Bapak Abdul Qohhar sebagai Koordinator Komunikasi Publik Bapeten



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Urgensi Pengaturan Keselamatan Radiasi terhadap Paparan Medik dalam Penelitian Kesehatan (Biomedik)

Titik Kartika¹

¹Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif, BAPETEN, Jakarta

t.kartika@bapeten.go.id

ABSTRAK

Perkembangan ilmu kesehatan dan manfaatnya bagi masyarakat luas tidak terlepas dari peranan penelitian kesehatan atau seringkali disebut dengan penelitian biomedik. Penelitian kesehatan seringkali mengikutsertakan sukarelawan manusia sebagai subjek penelitian. Dalam setiap penelitian memiliki risiko tersendiri terutama bagi sukarelawan penelitian. Salah satu penelitian kesehatan berisiko yang sering melibatkan manusia sebagai subjek penelitian adalah penelitian yang menggunakan sumber radiasi pengion, baik dalam bidang radiologi diagnostik, radioterapi, maupun kedokteran nuklir. Risiko yang ditimbulkan dari sumber radiasi pengion mulai dari risiko rendah sampai risiko yang cukup signifikan. Kajian mengenai risiko radiasi dari keterlibatan manusia ini merupakan sesuatu yang unik, meliputi kajian mengenai perhitungan pembatas dosis, perhitungan risiko bagi sukarelawan berdasarkan jumlah dosis, usia, kondisi kesehatan, jenis kelamin, serta perhitungan manfaat bagi masyarakat. Kajian ini harus dilakukan oleh fisikawan medik dan perlu dijustifikasi oleh Komite Etik yang independent dan profesional. Namun saat ini belum ada peraturan perundangan yang mengatur secara spesifik mengenai hal tersebut. Peraturan yang ada saat ini baru mengatur mengenai penelitian kesehatan dan belum mencakup ketentuan spesifik mengenai penelitian yang menggunakan sumber radiasi pengion. Dalam hal ini peranan BAPETEN sangat penting untuk menjadi fasilitator dan berkoordinasi dengan Kementerian Kesehatan serta asosiasi profesi dalam pengembangan peraturan di Indonesia. Pengaturan yang dibutuhkan tersebut antara lain mengenai panduan dan prosedur justifikasi oleh komite etik, optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi dalam penelitian, kriteria sukarelawan, penerapan pembatas dosis bagi sukarelawan, dan kajian mengenai perhitungan dosis, perkiraan risiko, serta perkiraan manfaat penelitian yang menggunakan radiasi pengion di bidang kesehatan.

Kata Kunci: penelitian kesehatan, sumber radiasi pengion, sukarelawan, Komite Etik, risiko

[Full Presentation](#)

1 Pendahuluan

Perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi di bidang kesehatan banyak didukung dan dipacu dari hasil penelitian kesehatan atau seringkali disebut juga dengan penelitian biomedik. Penelitian kesehatan harus bertujuan untuk memberikan masukan ilmu pengetahuan dan teknologi serta pengetahuan lain yang diperlukan untuk menunjang pembangunan kesehatan dalam rangka mewujudkan derajat kesehatan masyarakat yang optimal [1]. Sebelum hasil penelitian dapat diterapkan secara luas, seringkali dilakukan penelitian klinis yang mengikutsertakan manusia sebagai subjek penelitian. Manusia yang bersedia menjadi subjek penelitian, yang biasa disebut dengan sukarelawan atau partisipan, sehat ataupun sedang sakit, kemungkinan akan mengalami ketidaknyamanan baik dari segi fisik maupun psikis serta terpapar berbagai risiko yang ditimbulkan dari proses penelitian. Oleh karena itu, penelitian kesehatan yang melibatkan manusia harus berdasarkan metode ilmiah yang valid dan dapat diterima secara etik. Penelitian yang tidak mengikuti etik penelitian berpotensi menimbulkan berbagai macam risiko.

Salah satu modalitas yang digunakan dalam penelitian kesehatan adalah sumber radiasi pengion yang mencakup zat radioaktif dan pembangkit radiasi pengion dalam

SKN 2021

bidang radiologi diagnostik, radioterapi, dan kedokteran nuklir. Penelitian di bidang radiologi diagnostik sangat luas sekali cakupannya, karena sering digunakan dalam penelitian untuk mengetahui gejala atau efek dari suatu penyakit, seperti yang belum lama ini gencar dilakukan selama masa pandemi Covid-19, yakni penelitian mengenai deteksi dini gejala atau efek virus Covid-19 pada paru-paru dengan menggunakan modalitas CT -Scan. Contoh lainnya adalah penelitian untuk mengetahui efektivitas pengobatan penyakit tertentu dengan menggunakan DXA untuk pengukuran densitas tulang dan CT-Scan atau PET-CT untuk mengetahui efek klinis sebelum, selama, dan setelah pengobatan. Contoh penelitian dalam bidang radioterapi antara lain penelitian untuk mengetahui risiko dan efektivitas prosedur baru atau teknologi baru dalam radioterapi, dan kombinasi radioterapi dengan modalitas terapi lainnya dalam pengobatan kanker. Penelitian di bidang kedokteran nuklir sering dilakukan untuk mengetahui sejauh mana efektivitas radiofarmaka baru terhadap aspek fisiologi dan biokimia tubuh dengan menggunakan tracer radioaktif [2].

Badan Tenaga Nuklir Internasional (IAEA) dalam Standar Keselamatan Dasar (GSR Part 3, 2014) memberi rekomendasi mengenai pengawasan terhadap paparan medik. Definisi mengenai paparan medik yang diberikan IAEA adalah paparan radiasi pengion yang diterima oleh pasien untuk tujuan diagnosis atau terapi, pendamping pasien, dan sukarelawan dalam program penelitian biomedik. Dengan demikian, paparan radiasi yang diterima sukarelawan termasuk dalam batasan dan lingkup paparan medik. IAEA juga memberi rekomendasi khusus mengenai penelitian kesehatan. Rekomendasi IAEA ini perlu dipertimbangkan untuk dikaji dan diadopsi mengingat penelitian dengan menggunakan sumber radiasi pengion banyak dilakukan di Indonesia [3].

Undang-undang No. 10 tahun 1997 tentang ketenaganukliran, telah memuat ketentuan mengenai penelitian dan pengembangan secara umum. Dalam Pasal 1 disebutkan bahwa batasan "Pemanfaatan" adalah "kegiatan yang berkaitan dengan tenaga nuklir yang meliputi penelitian, pengembangan, penambangan, pembuatan, produksi, pengangkutan, penyimpanan, pengalihan, ekspor, impor, penggunaan, dekomisioning, dan pengelolaan limbah radioaktif untuk meningkatkan kesejahteraan rakyat." Batasan "Tenaga Nuklir" dalam Pasal 1 Undang-undang No.10 tahun 1997 adalah "tenaga dalam bentuk apapun yang dibebaskan dalam proses transformasi inti termasuk tenaga yang berasal dari sumber radiasi pengion". Sehingga dari kedua batasan tersebut, kegiatan penelitian yang menggunakan sumber radiasi pengion, merupakan kategori pemanfaatan yang harus mendapat pengawasan dari BAPETEN. Ketentuan mengenai penelitian dan pengembangan tenaga nuklir secara umum terdapat dalam Pasal 8 UU No. 10 Tahun 1997 [4]. Namun dalam peraturan perundangan berikutnya baik dalam peraturan pemerintah maupun peraturan BAPETEN, tidak didapatkan pengaturan khusus mengenai penelitian kesehatan yang menggunakan sumber radiasi pengion. Begitu pula dalam peraturan perundangan yang diterbitkan oleh Kementerian Kesehatan (Kemenkes). Sementara, penelitian kesehatan yang menggunakan sumber radiasi pengion ini termasuk penelitian yang sering melibatkan manusia sebagai subjek penelitian

sehingga perlu mendapat perhatian yang besar karena risiko yang dapat ditimbulkan dari radiasi pengion.

Tujuan dari penulisan makalah ini adalah untuk memberikan gambaran dan usulan mengenai pentingnya ketentuan yang lebih spesifik mengenai keselamatan radiasi terhadap paparan medik dalam penelitian kesehatan yang menggunakan sumber radiasi pengion yang melibatkan manusia sebagai subjek penelitian, berdasarkan tinjauan literatur baik nasional maupun internasional.

2 Landasan Teori

2.1 Sejarah Etik Penelitian Kesehatan

Titik awal kepedulian dunia terhadap perlindungan manusia dari praktik penelitian kesehatan yang melanggar hak asasi terjadi pada tahun 1947. Setelah perang dunia II terdapat suatu peristiwa yang membuka mata seluruh dunia, yakni peristiwa di mana para dokter rezim Nazi di Jerman diadili oleh pengadilan Nuremberg karena telah melakukan tindakan sangat kejam dan tidak manusiawi pada tawanan perang yang dipaksa dalam penelitian kesehatan yang banyak menyebabkan kematian dan kecacatan secara tragis. Kasus ini dikenal dengan "Nuremberg Doctor's Trial". Akhirnya pada tahun 1948, untuk melindungi mereka, PBB menetapkan hak-hak manusia sebagai subjek penelitian [5].

Pada tahun 1932-1972, di Tuskegee, Alabama, Amerika Serikat, kembali terjadi penelitian yang tidak manusiawi terhadap penderita Syphilis. Penelitian tersebut melakukan pembiaran atau tidak melakukan pengobatan selama 40 tahun pada penderita Syphilis untuk mengetahui komplikasi jangka panjang akibat Syphilis yang akhirnya mengakibatkan hilangnya nyawa, kecacatan, penularan, dan komplikasi penyakit. Hal ini mendapat kecaman keras dari dunia, sehingga akhirnya Amerika Serikat membentuk suatu komisi untuk melindungi manusia yang menjadi subjek penelitian. Komisi tersebut menyampaikan laporan yang dikenal sebagai *The Belmont Report* pada tahun 1976. Pada Laporan Belmont ditetapkan bahwa setiap lembaga yang melakukan penelitian kesehatan dengan mengikutsertakan manusia sebagai subjek penelitian diwajibkan memiliki komisi etik penelitian kesehatan yang bertugas menelaah usulan penelitian untuk memberikan persetujuan etik (*ethical approval*) [5].

Pada tahun 1964, *World Medical Association* (WMA) dalam sidangnya di kota Helsinki menghasilkan kesepakatan yang dinamakan Deklarasi Helsinki. Deklarasi ini menjadi fundamental dan panduan di bidang etik penelitian kesehatan di dunia yang dikenal dengan "*Ethical Principles for Medical Research Involving Human Subjects*" yang direvisi beberapa kali dan terakhir direvisi pada tahun 2008. Pada Tahun 1982, *Council for International Organization of Medical Studies (CIOMS)* dengan dukungan WHO, mengadopsi deklarasi Helsinki ini untuk menyusun panduan etik penelitian kesehatan dengan subjek manusia [5].

Negara Indonesia sudah menerbitkan beberapa peraturan perundangan bidang kesehatan mengenai etik penelitian kesehatan. Peraturan tersebut mengatur

diantaranya mengenai komisi etik penelitian kesehatan, standar penelitian, persyaratan penelitian yang melibatkan manusia, *informed consent* (persetujuan setelah penjelasan), dan sanksi apabila penelitian mengakibatkan kecelakaan atau tidak memperhatikan kesehatan dan keselamatan manusia. Peraturan perundangan tersebut meliputi Undang-Undang Kesehatan No. 23 Tahun 1992 Tentang Kesehatan; Peraturan Pemerintah No. 39 Tahun 1995 Tentang Penelitian dan Pengembangan Kesehatan; Keputusan Menteri Kesehatan No. 1333 Tahun 2002 Tentang Penelitian Kesehatan Pada Manusia; Peraturan Kementerian Kesehatan No. 7 Tahun 2016 tentang Komisi Etik Penelitian dan Pengembangan Kesehatan Nasional; dan Pedoman dan Standar Etik Penelitian dan Pengembangan Kesehatan Nasional tahun 2017 [1,5,6,7,8].

2.2 Penelitian Kesehatan dengan Sumber Radiasi Pngion yang Melibatkan Manusia

Perkembangan radiologi tidak terlepas dari penelitian pada masa lampau yang membawa manfaat besar di masa kini. Namun, banyak sejarah penelitian bidang radiologi menceritakan efek dari sumber radiasi pengion yang mengakibatkan penyakit berbahaya yang membawa kematian bagi sang peneliti atau orang yang dilibatkan dalam penelitian. Seperti sejarah terkenal mengenai penemuan pertama sinar-X dari penelitian Wilhelm C. Rontgen pada tahun 1895 yang akhirnya menderita kanker usus dan meninggal dunia akibat efek berbahaya dari radiasi pengion sinar-X [9]. Kemudian sejarah mengenai penemuan fluoroskopi pada tahun 1896 oleh Thomas Edison yang dibantu oleh Clarence Dally yang turut menjadi subjek dalam penelitiannya. Clarence Dally mendapat dampak dari radiasi pengion dalam penelitian dan kedua tangannya harus diamputasi akibat kanker kulit. Sementara Thomas Edison pun akhirnya mengalami kerusakan pada matanya akibat efek buruk dari radiasi pengion [10].

Penelitian yang melibatkan paparan radiasi pengion pada manusia merupakan langkah penting dalam proses multi-tahap prosedur diagnostik dan terapi baru yang membentuk keterkaitan dengan fisiologi terapan atau ilmu lainnya, di mana proyeksi terhadap manusia yang diterapkan pada hewan terkadang sulit dilakukan baik secara kualitatif maupun kuantitatif. Selain itu, biasanya, penerapan dan interpretasi pengetahuan dasar dan klinis pada pasien, memerlukan pengetahuan tentang data serupa pada individu yang sehat, yang hanya dapat diperoleh dari observasi dan pengukuran. Namun, risiko yang ditimbulkan dari radiasi pengion menuntut adanya kajian sebelum dilakukan penelitian. Kajian tersebut antara lain mencakup desain penelitian seperti parameter teknis, perhitungan dosimetri, besarnya manfaat penelitian bagi masyarakat, besarnya risiko bagi peserta penelitian, dan kriteria sukarelawan, sehingga memenuhi prinsip ALARA (*as low as reasonably achievable*). Rencana penelitian ini harus dievaluasi oleh suatu Komite Etik yang independent yang terdiri dari profesi yang berkompeten dan memiliki spesialisasi sesuai dengan bidangnya [11].

Organisasi Kesehatan Dunia (WHO) pada tahun 1977 telah memberi rekomendasi khusus mengenai penggunaan sumber radiasi pengion pada manusia untuk tujuan penelitian

Tabel 1: Kategori risiko dan tingkat manfaat dalam penelitian kesehatan [9]

| Tingkat Risiko | Kategori Risiko (Total Risiko) | Rentang Dosis Efektif untuk Orang Dewasa (mSv) | Tingkat Manfaat Sosial |
|----------------------|--------------------------------|--|-------------------------|
| Trivial | Risiko I | <0.1 | Minor |
| Minor - intermediate | Kategori II IIa IIb | 0.1-1 1-10 | Intermediate - Moderate |
| Moderat | Kategori III | >10* | Substansial |

*dijaga di bawah nilai ambang batas deterministik kecuali untuk percobaan terapi.

kesehatan. WHO membagi kategori penelitian berdasarkan jumlah dosis radiasi yang diterima [12]. Rekomendasi ini kemudian dimodifikasi oleh Komisi Internasional Proteksi Radiologi (ICRP) pada tahun 1991 dengan meningkatkan perkiraan risiko dari yang telah direkomendasikan oleh WHO pada tahun 1977 tersebut. ICRP membuat pengelompokan kategori risiko berdasarkan besarnya dosis serta manfaatnya yang dijelaskan pada tabel 1.

Kriteria dasar untuk definisi kategori adalah tingkat risiko. Risiko merupakan kerugian total dari paparan, yaitu jumlah probabilitas kanker fatal, probabilitas kanker non-fatal dan probabilitas semua generasi berikutnya dari penyakit hereditas serius yang dihasilkan dari dosis. Untuk pemeriksaan yang melibatkan anak-anak, kerugian per unit dosis adalah 2 sampai 3 kali lebih besar daripada orang dewasa; untuk orang berusia 50 tahun atau lebih hanya sekitar 1/5 sampai 1/10 kali dari orang dewasa yang berusia di bawah 50 Tahun [11].

Laporan ICRP No. 103 dan *European Commission Guidance* tentang paparan medik dalam penelitian kesehatan, juga memberikan informasi yang berguna bagi komite etik untuk mengevaluasi penelitian. Komite etik harus mempertimbangkan dosis radiasi bagi individu dan potensi manfaatnya bagi masyarakat. Setiap kategori dosis merupakan pembatas dosis (*dose constraint*) selama potensi manfaat sosial sepadan. Informasi tersebut dijelaskan dalam **Tabel 2.** [13,14,15].

Dalam pengawasan keselamatan radiasi terhadap paparan medik, IAEA memberi rekomendasi bahwa prinsip limitasi (nilai batas dosis) tidak diterapkan, namun proses optimisasi proteksi radiasi bagi pasien tetap diterapkan melalui tingkat panduan diagnostik, dan bagi pendamping pasien serta sukarelawan melalui pembatas dosis. Pembatas dosis ini bukan merupakan nilai batas yang tidak boleh dilampaui, namun merupakan sarana untuk melakukan optimisasi proteksi radiasi untuk menjaga agar dosis yang diberikan pada pendamping pasien maupun sukarelawan diusahakan serendah mungkin yang dapat dicapai (*as low as reasonably achievable*) dengan tetap mendapatkan hasil yang optimal [2,3].

Komite etik memiliki tanggung jawab untuk menentukan pembatas dosis yang diterapkan pada setiap penelitian berdasarkan panduan pembatas dosis regional atau nasional. Pembatas dosis harus disesuaikan dengan manfaat dari program penelitian, makin kecil manfaat bagi masyarakat, makin ketat dosis pembatasnya. Dalam menetapkan pembatas dosis bagi sukarelawan penelitian kesehatan, pemerintah

Tabel 2: Kategori dosis efektif, probabilitas kerusakan akibat radiasi pengion, dan kategori besarnya manfaat hasil penelitian bagi masyarakat [15]

| Kategori dosis efektif | Probabilitas kerusakan akibat paparan radiasi | Kategori besarnya manfaat hasil penelitian bagi masyarakat |
|------------------------|---|--|
| Kurang dari 0,1 mSv | Satu per sejuta, atau kurang | Minor — Kategori ini mencakup tingkat risiko yang dapat diabaikan (trivial). Tingkat manfaat paparan bagi masyarakat kecil dan tujuan utamanya hanya untuk meningkatkan pengetahuan. |
| 0,1–1 mSv | Satu per seratus ribu | Menengah — Kategori ini membawa risiko efek buruk pada orde satu per seratus ribu. Manfaat dari paparan diharapkan dapat meningkatkan pengetahuan dan mengarah pada manfaat kesehatan. |
| 1–10 mSv | Satu per sepuluh ribu | Sedang — Paparan dalam kategori dosis ini membawa risiko satu per sepuluh ribu pada individu yang terpapar. Manfaat bagi masyarakat diharapkan dapat membantu diagnosis, penyembuhan atau pencegahan penyakit. |
| Lebih dari 10 mSv | Lebih dari satu per seribu | Substansial — Untuk individu yang terpapar, kemungkinan terjadinya efek merugikan berada dalam orde satu per seribu. Tingkat risiko ini mungkin dianggap hampir tidak dapat diterima untuk paparan lanjutan atau berulang. Pembeneran paparan dalam kategori ini biasanya berhubungan langsung dengan penyelamatan nyawa atau pencegahan atau mitigasi penyakit serius. Dosis tidak boleh melebihi ambang batas untuk reaksi jaringan. |

melalui koordinasi antara instansi yang berwenang di bidang kesehatan, lembaga profesi yang terkait, dan badan pengawas proteksi radiasi, harus memberikan panduan yang luas bagi komite etik yang akan menerapkan pembatas dosis tersebut. Nilai tingkat panduan diagnostik (*diagnostic reference level-DRL*) baik DRL lokal (*typical patient doses*) maupun nilai DRL nasional dapat menjadi pertimbangan dalam menetapkan pembatas dosis bagi sukarelawan [2].

IAEA juga memberi rekomendasi khusus mengenai paparan medik yang diterima sukarelawan dalam penelitian kesehatan. IAEA menyatakan bahwa suatu penelitian kesehatan tidak dapat dibenarkan kecuali memenuhi ketentuan Deklarasi Helsinki [16], Dewan Organisasi Internasional Ilmu Kedokteran (CIOMP) [17], dan rekomendasi ICRP [11]. Selain itu, penelitian kesehatan harus mendapat persetujuan dari komite etik, dan mematuhi ketentuan mengenai pembatas dosis, dan mematuhi peraturan perundangan nasional [3].

Berdasarkan rekomendasi IAEA tersebut, komite etik memiliki tanggung jawab khusus terkait justifikasi paparan medik terhadap sukarelawan penelitian kesehatan. Tanggung jawab pertama komite etik adalah memutuskan apakah suatu program penelitian kesehatan dapat disetujui atau tidak, termasuk usulan penggunaan sumber radiasi pengion dalam penelitian. Dalam membuat keputusan, komite etik harus memiliki informasi yang benar mengenai besarnya dosis radiasi yang akan digunakan serta risiko radiasi yang diperkirakan berdasarkan usia, jenis kelamin, dan status kesehatan sukarelawan penelitian. Komite etik juga harus mendapatkan informasi mengenai siapa yang akan menjalani prosedur radiologi serta bagaimana prosedur tersebut dilakukan. Dosis dan risiko yang diperkirakan dalam penelitian harus dikaji oleh fisikawan medik. Komite etik bisa saja tidak menyadari akan tanggung jawabnya dalam memberikan justifikasi keselamatan radiasi dalam penelitian kesehatan. Oleh karena itu, badan pengawas harus bertindak sebagai fasilitator dalam mempromosikan sistem keselamatan radiasi sehingga Komite etik memahami tanggung jawabnya ketika proposal program penelitian kesehatan diajukan [2].

Hal-hal berikut perlu dipertimbangkan dalam memilih sukarelawan penelitian yang menggunakan sumber radiasi pengion [18]:

- orang yang berusia di bawah 18 tahun tidak boleh terlibat kecuali ketika masalah khusus untuk kelompok usia

tersebut sedang diselidiki. Disarankan mengikutsertakan sukarelawan yang berusia di atas 50 tahun.

- jumlah sukarelawan yang berpartisipasi dalam proyek penelitian harus dibatasi seminimal mungkin untuk mendapatkan informasi yang diperlukan.
- pertimbangan harus diberikan pada sukarelawan yang terlibat dalam serangkaian penelitian (*multiple studies*). Langkah yang tepat harus dilakukan untuk mencegah sukarelawan berulang kali diikutsertakan dalam proyek penelitian sehingga mengarah pada akumulasi dosis radiasi yang signifikan.
- wanita yang memiliki kemungkinan hamil pada usia subur harus diperiksa apakah mengalami kehamilan atau tidak. Wanita hamil dan wanita menyusui tidak boleh terlibat dalam program penelitian apa pun kecuali jika masalah khusus untuk kondisi mereka sedang diselidiki dan setelah teknik lain yang tidak menggunakan sumber radiasi pengion telah dipertimbangkan dan tidak dapat digunakan.

2.3 Ketentuan pembatas dosis bagi sukarelawan penelitian kesehatan di negara lain

ERPAN (*European ALARA Network*) telah melakukan survei mengenai peraturan di berbagai negara tentang nilai pembatas dosis bagi sukarelawan penelitian kesehatan. Data diberikan oleh Negara Belgia, Jerman, Irlandia, Belanda, Norwegia, Slovenia, Spanyol, Swedia, Swiss, dan Inggris [19]. Berdasarkan survei didapat data berikut:

- hanya di Swiss dan Jerman yang menetapkan batas dosis untuk sukarelawan penelitian yang sehat. Di Swiss nilainya adalah 5 mSv dan dikaitkan dengan periode pengecualian 5 tahun. Sebelum dimasukkan dalam percobaan, diverifikasi bahwa sukarelawan tidak terkena radiasi pengion selama 5 tahun sebelumnya. Di Jerman, nilainya adalah 20 mSv untuk sukarelawan yang tidak mengharapkan manfaat medis pribadi dari paparan.
- Inggris telah menetapkan pedoman nasional mengenai pembatas dosis maksimum, yakni ditetapkan pada 10 mSv.
- Irlandia, Norwegia dan Swedia menerapkan rekomendasi ICRP No. 62 [11] dan Komisi Eropa (*European commission*) [12].
- Prancis mengikuti *Council Directive 97/43/Euratom* dengan menambahkan periode pengecualian 5 tahun bagi

Tabel 3: Pembatas Dosis bagi Sukarelawan Penelitian [21]

| Kategori Sukarelawan | Pembatas Dosis |
|---|-------------------------------------|
| Orang Dewasa | |
| Dosis efektif total | 5 mSv (1 tahun) 10 mSv (5 tahun) |
| Dosis efektif total pada orang dewasa dengan harapan hidup kurang dari lima tahun | 50 mSv (1 tahun) |
| Dosis equivalent pada kulit di atas rata rata 1 cm ² | 200 mSv (1 tahun) |
| Dosis ekuivalen terhadap organ atau jaringan lain | 100 mSv (1 tahun) |
| Anak-anak dan Janin | |
| Dosis efektif total sampai usia 18 tahun: | mSv |
| Dosis efektif dari terbentuk janin sampai lahir | 0,1 mSv |
| Dosis efektif dalam satu tahun dari lahir sampai berumur 18 tahun. | 0,5 mSv |
| Dosis ekuivalen total sampai usia 18 tahun pada organ atau jaringan lain. | 100 mSv |

sukarelawan. Negara lainnya juga mengikuti ketentuan *Council Directive 97/43/Euratom* [20].

Di samping data dari ERPAN (*European ALARA Network*) mengenai negara di Eropa yang telah memberlakukan pembatas dosis bagi sukarelawan penelitian, Badan Proteksi Radiasi dan Keselamatan Nuklir Australia (ARPANSA), dalam salah satu publikasinya mengenai Proteksi Radiasi telah menetapkan kategori pembatas dosis bagi sukarelawan penelitian kesehatan sebagaimana dijelaskan pada **Tabel 3** [21].

3 Pembahasan

Dari studi literatur diperoleh informasi bahwa perlu adanya ketentuan atau panduan keselamatan mengenai penelitian kesehatan yang lebih detail. Di Indonesia, Ketentuan mengenai penelitian kesehatan secara umum sudah tercakup dalam peraturan perundangan bidang kesehatan, namun belum meliputi ketentuan atau panduan spesifik mengenai penelitian kesehatan yang menggunakan sumber radiasi pengion. Ketentuan atau panduan yang sebaiknya ada tersebut antara lain meliputi justifikasi yang harus dilakukan oleh komite etik, dan optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi dalam penelitian, kriteria sukarelawan yang boleh dikenakan paparan medik, penerapan pembatas dosis bagi sukarelawan penelitian, kajian perhitungan dosis dan perkiraan risiko, serta manfaat penelitian. Kajian risiko ini harus sesuai dengan jenis penelitian (misal terkait risiko paparan medik berdasarkan usia, jenis kelamin, dan kondisi tertentu) dan sesuai dengan acuan yang dapat dipercaya.

Batasan paparan medik yang terdapat dalam Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif tidak mencakup paparan radiasi yang diterima sukarelawan dalam penelitian kesehatan. Batasan paparan medik dalam Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 adalah "*paparan yang diterima oleh pasien sebagai bagian dari diagnosis atau pengobatan medik, dan orang lain sebagai sukarelawan yang membantu pasien*" [22]. Istilah

sukarelawan yang terdapat dalam Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 ini menjadi rancu karena berasal dari kata "*carers and comforters*" yang lebih tepat diartikan dengan "pendamping pasien". Adapun sukarelawan dalam penelitian kesehatan tidak tercakup di dalam batasan dalam peraturan pemerintah tersebut. Definisi ini berbeda dengan yang direkomendasikan IAEA dalam GSR Part 3 mengenai definisi paparan medik yang mengategorikan paparan medik menjadi 3 (tiga) objek penerima paparan radiasi, yakni: pasien, pendamping pasien, dan sukarelawan penelitian biomedik.

Begitu pula dengan istilah "Penelitian medik klinis" yang terdapat dalam Peraturan Kepala BAPETEN No. 17 Tahun 2012 tentang Keselamatan Radiasi dalam Kedokteran Nuklir yang didefinisikan sebagai: "*penelitian dalam kegiatan kedokteran nuklir yang melibatkan pasien sebagai obyek penelitian yang bertujuan untuk uji klinik radiofarmaka dan dilakukan sesuai dengan kode etik kedokteran medik klinik*" [23]. Definisi ini tidak dapat mewakili definisi penelitian kesehatan secara utuh karena dibatasi hanya pada kegiatan kedokteran nuklir, pada pasien sebagai objek penelitian, dan hanya ditujukan untuk uji klinik radiofarmaka. Sementara dari paparan sebelumnya, diperoleh informasi dari literatur bahwa penelitian kesehatan tidak hanya dilakukan dalam kedokteran nuklir saja, namun dapat juga dilakukan dalam prosedur radioterapi maupun radiologi diagnostik. Selain itu, seharusnya objek penelitian kesehatan tidak hanya terbatas pada pasien yang sakit, namun juga dapat melibatkan manusia sehat. Tujuan dari penelitian seharusnya juga tidak hanya untuk uji radiofarmaka, tapi juga dapat dilakukan untuk tujuan lain. Ketentuan mengenai penelitian medik klinis dalam Peraturan Kepala BAPETEN No. 17 Tahun 2012 selalu ditulis bersamaan atau diiringi dengan kalimat penggunaan kedokteran nuklir diagnostik *in vivo*, sehingga semua ketentuan yang berlaku pada penggunaan kedokteran nuklir *in vivo* berlaku pula pada penelitian medik klinis. Seharusnya, ketentuan mengenai penelitian kesehatan diatur pada bagian tersendiri karena banyak hal yang seharusnya diatur lebih spesifik.

Terkait ketentuan mengenai pembatas dosis dalam semua peraturan yang ada saat ini, baik dalam Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007, Peraturan BAPETEN No. 4 Tahun 2020 [24], ataupun peraturan lainnya, tidak ada satu pun yang mengatur ketentuan mengenai pembatas dosis bagi sukarelawan penelitian kesehatan. Pembatas dosis hanya diperuntukan bagi pekerja, masyarakat, serta pendamping pasien. Sementara IAEA dalam GSR part 3 dan SSG-46 merekomendasikan penetapan pembatas dosis bagi sukarelawan penelitian kesehatan di samping pada pekerja, masyarakat, dan pendamping pasien. Penetapan pembatas dosis dalam penelitian harus didasari atas kajian risiko setiap penelitian. Oleh karena itu, nilainya akan berbeda untuk tiap penelitian, tergantung kriteria sukarelawan, besarnya dosis, serta kemungkinan risiko dari penelitian. Fisikawan medik memiliki tanggung jawab dalam melakukan kajian ini.

Ketentuan mengenai justifikasi juga telah diatur dalam Peraturan BAPETEN No. 5 Tahun 2020. Dalam Pasal 2 peraturan tersebut, disebutkan bahwa ruang lingkup justifikasi termasuk justifikasi terhadap pemanfaatan sumber radiasi pengion yang digunakan untuk tujuan pendidikan, penelitian,

dan pengembangan terbaru [25]. Namun, sebagaimana peraturan lainnya, tidak ada ketentuan selanjutnya yang lebih detail sebagaimana yang direkomendasikan oleh IAEA dalam GSR Part 3 dan SSG-46 mengenai keselamatan radiasi terhadap paparan medik bagi sukarelawan dalam penelitian kesehatan.

Seperti halnya paparan medik pada pasien yang dioptimisasi melalui tingkat panduan diagnostik dan pendamping pasien yang dioptimisasi melalui pembatas dosis, maka sukarelawan juga memiliki hak yang sama untuk mendapat perlindungan dari bahaya radiasi pengion. Dengan tidak adanya peraturan ataupun panduan spesifik mengenai keselamatan radiasi terhadap paparan medik dalam penelitian kesehatan, maka hal ini akan menjadi kebutuhan tersendiri bagi Indonesia, mengingat penelitian kesehatan yang menggunakan sumber radiasi pengion dapat menimbulkan risiko di samping manfaatnya bagi masyarakat.

4 Kesimpulan

BAPETEN sebagai badan pengawas sangat penting peranannya untuk menjadi fasilitator dan berkoordinasi dengan Kemenkes serta asosiasi profesi untuk menjawab kebutuhan akan pengaturan atau panduan yang lebih detail mengenai keselamatan radiasi terhadap paparan medik dalam penelitian Kesehatan yang meliputi pengaturan atau panduan mengenai justifikasi oleh komite etik, optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi dalam penelitian, kriteria sukarelawan penelitian, penerapan pembatas dosis bagi sukarelawan penelitian, dan kajian mengenai perhitungan dosis, perkiraan risiko, serta manfaat penelitian. Kajian yang lebih detail perlu dilakukan untuk mendapat data dukung yang lebih komprehensif. Revisi atau pengembangan beberapa peraturan terkait penelitian kesehatan diperlukan untuk memenuhi kebutuhan akan dasar hukum yang kuat mengenai paparan medik dalam penelitian kesehatan sehingga dapat menjamin keselamatan radiasi bagi semua yang terlibat dalam penelitian terutama sukarelawan yang menjadi subjek penelitian.

Daftar Pustaka

- [1] Peraturan Pemerintah Republik Indonesia No.39 (1995), *Penelitian dan pengembangan kesehatan*
- [2] International Atomic Energy Agency (2014) *Radiation protection and safety in medical uses of ionizing radiation*, Specific Safety Guide No. SSG-46, Vienna
- [3] International Atomic Energy Agency (2014) *Radiation protection and safety of radiation sources*, General Safety Requirement Part 3 No. GSR Part 3, Vienna
- [4] Undang-Undang Republik Indonesia No.10 (1997) *Ketenaganukliran*
- [5] Peraturan Kementerian Kesehatan Republik Indonesia (2017) *Pedoman dan standar etik penelitian dan pengembangan kesehatan nasional*
- [6] Undang-Undang Republik Indonesia No.23 (1992) *Kesehatan*
- [7] Keputusan Menteri Kesehatan Republik Indonesia No. 1333 (2002) *Penelitian kesehatan pada manusia*
- [8] Peraturan Kementerian Kesehatan Republik Indonesia No.7 (2016) *Komisi etik penelitian dan pengembangan kesehatan nasional*
- [9] Arati S Panchbhai (2015) *Wilhelm Conrad Rontgen and the discovery of X-rays: Revisited after centennial*, Journal of Indian Academy of Oral Medicine & Radiology, Vol:27
- [10] Gilbert King (2012) *Clarence Dally-The man who gave thomas edison X-ray vision*, Smithsonian Magazine
- [11] International Commission on Radiological Protection (1992) *Radiological protection in biomedical research*, Publication 62.
- [12] World Health Organization (1977) *Use of ionising radiation and radionuclides on human beings for medical research, training and non-medical purposes*, Geneva
- [13] International Commission on Radiological Protection (2007) *Recommendations of the international commission on radiological protection*, Publication 103
- [14] European commission. Radiation protection 99 (1998) *Guidance on medical exposures in medical and biomedical research*
- [15] Health Information and Quality Authority (HIQA) (2020) *Guidance on dose constraints for carers and comforters and individuals participating in medical and biomedical research involving medical exposures to ionising radiation*
- [16] World Medical Association, 18th World Medical Assembly (1974), *Helsinki*, as amended by the 59th World Medical Assembly (2008), Seoul
- [17] Council for International Organizations of Medical Sciences, World Health Organization (2002) *International ethical guidelines for biomedical research involving human subjects*, Geneva
- [18] International Atomic Energy Agency, Radiation Protection of Patients (RPOP) *Biomedical research involving radiation exposure*
- [19] D. Célier. (2009) *ERPAN survey about healthy volunteers exposure in biomedical research published*, France
- [20] Council of the European Union. Council Directive 97/43/Euratom (1997) *Health protection of individuals against the dangers of ionising radiation in relation to medical exposures*
- [21] Radiation Protection Series, Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Agency (ARPANSA) (2005) *Exposure of humans to ionizing radiation for research purposes radiation protection*, Series Publication No. 8
- [22] Peraturan Pemerintah Republik Indonesia No.33 (2007), *Keselamatan radiasi pengion dan kewanan sumber radioaktif*
- [23] Peraturan Kepala BAPETEN No.17 (2012) *Keselamatan radiasi dalam kedokteran nuklir*
- [24] Peraturan Kepala BAPETEN No.4 (2013) *Proteksi dan keselamatan radiasi dalam pemanfaatan tenaga nuklir*
- [25] Peraturan BAPETEN No.5 (2020) *Justifikasi pemanfaatan sumber radiasi pengion*

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** *Wawan Susanto***Instansi :** *BAPETEN*Pertanyaan:

- a) Di perka KN no 17/2012 terdapat pengaturan terkait penelitian medik klinik. Apakah sama dengan penelitian biomedik? Dan di Indonesia sdh ada penelitian tersebut?

Jawaban:

- a) Pada dasarnya penelitian medik klinik sama dengan penelitian biomedik, hanya istilah biomedik lebih luas

cakupannya. Kalau medik klinik hanya dilakukan pada pasien saja. Penelitian biomedik dapat melibatkan pasien dan manusia yang sehat. Penelitian biomedik menggunakan radiasi pengion tidak terbatas hanya pada bidang kedokteran nuklir saja, namun juga terdapat pada radiologi diagnostic dan intervensional serta radioterapi. Praktek penelitian biomedik ini sudah ada di Indonesia, hanya saja membutuhkan kajian lebih lanjut untuk mengumpulkan data yang lebih valid.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Analisis Zona Radiasi di Balai Operasi Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy

Anis Rohanda^{1,2}, Abdul Waris¹, dan Nugraha Luhur³

¹ Departemen Fisika Institut Teknologi Bandung Jl. Ganeca, Lb. Siliwangi, Coblong, Bandung 40312

² Pusat Teknologi dan Keselamatan Reaktor Nuklir (PTKRN) - BATAN Kawasan PUSPIPTEK Gd. No. 80 Serpong, Tangerang Selatan 15310

³ Pusat Reaktor Serba Guna (PRSG) - BATAN Kawasan PUSPIPTEK Gd. No. 30 Serpong, Tangerang Selatan 15310

anis.rohanda@gmail.com

ABSTRAK

Reaktor Serba Guna GA Siwabessy (RSG-GAS) adalah reaktor riset Indonesia yang berperan sebagai fasilitas irradiasi nasional, pendidikan dan penelitian. RSG-GAS telah beroperasi dengan aman selama lebih dari 30 tahun. RSG-GAS menggunakan elemen bahan bakar silisida (U_3Si_2-Al) yang memiliki karakteristik lebih baik dari elemen bahan bakar jenis oksida (U_3O_8-Al). Degradasi komponen atau permasalahan terkait manajemen penuaan merupakan issue utama keselamatan reaktor nuklir yang telah beroperasi lama. Salah satu parameter penting untuk menjaga tingkat keselamatan reaktor adalah paparan radiasi yang serendah mungkin. RSG-GAS harus memberikan jaminan keselamatan radiasi bagi pekerja radiasi, masyarakat dan lingkungan. Kegiatan pengendalian paparan radiasi di fasilitas reaktor dilakukan berdasarkan prinsip ALARA (*as low as reasonably achievable*). Kegiatan ini dapat diwujudkan dengan pengukuran atau perhitungan dosis gamma menggunakan program simulasi komputer yang bersesuaian. Pada penelitian ini dilakukan perhitungan dan pemetaan dosis gamma di Balai Operasi (Lt. 13.0 m) sebagai area kerja dengan aksesibilitas tinggi dengan menggunakan *code* QAD-CGGP. *Code* ini cukup populer digunakan untuk perhitungan penetrasi foton gamma diberbagai media dan untuk desain perisai radiasi. Sumber gamma diklasifikasi dalam 18 grup energi gamma untuk meningkatkan keakurasian hasil perhitungan. Hasilnya diverifikasi dengan pengukuran menggunakan surveymeter (dosemeter) pada titik pengamatan tertentu secara radial di dalam bangunan reaktor RSG-GAS. Secara umum, laju dosis gamma hasil simulasi QAD-CGGP lebih rendah dari hasil pengukuran. Hasil verifikasi dengan pengukuran menunjukkan perbedaan rata-rata : 4~7%. Hasil mapping ini digunakan untuk penentuan klasifikasi zona ruangan, pengaturan waktu kerja dan sebagai dasar desain perisai radiasi di daerah kerja. Dari hasil mapping, sebagian besar area kerja memiliki paparan radiasi gamma kategori rendah (L) dan tidak dijumpai adanya area kerja paparan tinggi (H).

Kata Kunci: RSG-GAS, keselamatan radiasi, dosis gamma, pemetaan dosis

[Full Presentation](#)

1 Pendahuluan

Reaktor Serba Guna GA Siwabessy (RSG-GAS) adalah reaktor riset kebanggaan Indonesia yang telah beroperasi sejak tahun 1987. RSG-GAS digunakan untuk berbagai kegiatan penelitian, pelayanan kegiatan iradasi, pendidikan dan pelatihan sehingga sering disebut *Multi Purposes Reactor* (Reaktor Serba Guna) [1]. Degradasi atau penuaan komponen reaktor merupakan salah satu issue utama karena reaktor RSG-GAS telah beroperasi lebih dari 30 tahun. Untuk itu RSG-GAS yang berperan sebagai fasilitas irradiasi dan riset nasional harus tetap menjamin keselamatan radiasi bagi pekerja, masyarakat dan lingkungan meskipun reaktor telah beroperasi dalam jangka waktu yang lama. Indonesian Nuclear Energy Agency (BATAN) selaku operator reaktor telah melakukan program pengendalian paparan radiasi yang intensif terhadap personil dan daerah kerja untuk menjamin keselamatan radiasi berdasarkan prinsip ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*). Hal tersebut juga sangat mendukung program manajemen penuaan terhadap struktur, sistem dan komponen reaktor guna memenuhi persyaratan teknis dan administrasi dalam pengoperasian reaktor nondaya [2].

SKN 2021

Salah satu implementasi program keselamatan radiasi adalah melakukan pemantauan laju dosis radiasi gamma di dalam instalasi bangunan reaktor RSG-GAS. Laju dosis gamma dapat ditentukan dengan pengukuran langsung menggunakan detektor/surveymeter gamma atau dengan simulasi perhitungan. Secara umum, simulasi perhitungan penetrasi radiasi gamma dapat ditentukan dengan 2 metode, yaitu metode stokastik yang disusun berdasarkan pendekatan probabilistik dan metode deterministik yang menerapkan prinsip *point kernel*. MCNP/MCNPX adalah salah satu program komputer berbasis metode stokastik atau prinsip kebolehjadian yang cukup populer digunakan untuk perhitungan laju dosis. Blakeman E.D. dkk. (2007) menggunakan MCNP5 untuk memodelkan perhitungan dosis di fasilitas di reaktor jenis PWR [3]. Dengan metode yang sama, Hamzah A., dkk. (2014) telah melakukan perhitungan dosis gamma di dalam pengungkung reaktor PLTN berdaya 1000 MWe yang dimodelkan menjadi 9 zona material [4]. Ardani (2012) telah melakukan perhitungan dosis gamma di luar dinding perisai reaktor riset dengan cara memvariasi tebal dinding dan jenis perisai radiasinya menggunakan MCNPX [5] sedangkan Rasito dkk (2009) telah memodelkan dosis neutron dan gamma di reaktor riset Triga2000 Bandung [6].

Dari sisi kepraktisan kebutuhan penggunaan di lapangan dan jangka waktu simulasi perhitungan, metode deterministik lebih disukai daripada metode stokastik. Metode deterministik menerapkan teknik *point kernel* berupa pendekatan makroskopik pada perhitungan dosis gamma dengan memperlakukan propagasi radiasi gamma seperti berkas sinar dan efek interaksi radiasi dengan materi ditentukan melalui faktor atenuasi makroskopik linier (Prokhorets, dkk 2007)[7]. Metode deterministik ini telah diterapkan oleh para peneliti di BATAN pada perhitungan laju dosis gamma di perisai biologis (Pudjijanto 2010) [8] dan daerah kerja reaktor daya kelas 1000 MWe (Rohanda, 2013, 2014) [9, 10]. Oleh sebab itu pada penelitian ini dilakukan simulasi perhitungan laju dosis gamma dengan *code* QAD-CGGP sebagai *code* dengan metode deterministik. Oleh sebab itu pada penelitian ini dilakukan simulasi perhitungan laju dosis gamma dengan *code* QAD-CGGP sebagai *code* dengan metode deterministik. Program pengendalian paparan radiasi yang intensif terhadap personil dan daerah kerja diterapkan berdasarkan prinsip ALARA. Program ini diimplementasikan dengan melakukan mapping paparan radiasi di area yang memiliki peluang, frekuensi dan aksesibilitas tinggi bagi pekerja radiasi. Sebagai contoh adanya pembagian 10 zona kerja berdasarkan paparan radiasi yang diterima pada PLTN PWR 1000 MWe (US NRC Westinghouse, 2006) [11].

Pada setiap kegiatan operasi reaktor RSG-GAS, Petugas Proteksi Radiasi melakukan pengukuran paparan radiasi gamma pada titik-titik lokasi tertentu dan hasil pengukuran ini ditampilkan dalam satuan $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Titik-titik pengukuran mapping radiasi dilakukan pada area yang berpotensi mendapat paparan radiasi gamma. Hasil pengukuran digunakan sebagai acuan seberapa lama waktu kerja di dalam area tersebut. Batasan dosis pekerja radiasi mengikuti peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir (Bapeten) nomor 4 tahun 2013 yang mempersyaratkan Nilai Batas Dosis (NBD) maksimum



Gambar 1. Dosemeter yang digunakan untuk pemetaan gamma di RSG-GAS (a) Radion SR-5M (b) Polimaster PM171GGMA

yang diterima sebesar 20 mSv/tahun [12]. Dengan estimasi waktu kerja 40 jam/minggu atau 2000 jam/tahun maka ditetapkan nilai batas dosis bagi pekerja radiasi sebesar 10 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Oleh sebab itu perhitungan dan pemetaan laju dosis gamma dilakukan di Balai Operasi (*Operation Hall*) sebagai area yang memiliki peluang, frekuensi dan aksesibilitas tinggi bagi pekerja radiasi yang terletak di Level 13.0 m bangunan RSG-GAS. Analisis dilakukan pada level daya operasional (reguler) 15 MWth dan daya desain 30 MWth yang diverifikasi dengan hasil pengukuran. Hasil analisis ini berguna untuk evaluasi keselamatan radiasi fasilitas dan sebagai dasar pengaturan waktu kerja bagi pekerja radiasi.

2 Metodologi

Secara umum, penelitian ini dilakukan dengan eksperimen (pengukuran dosis) dan simulasi perhitungan.

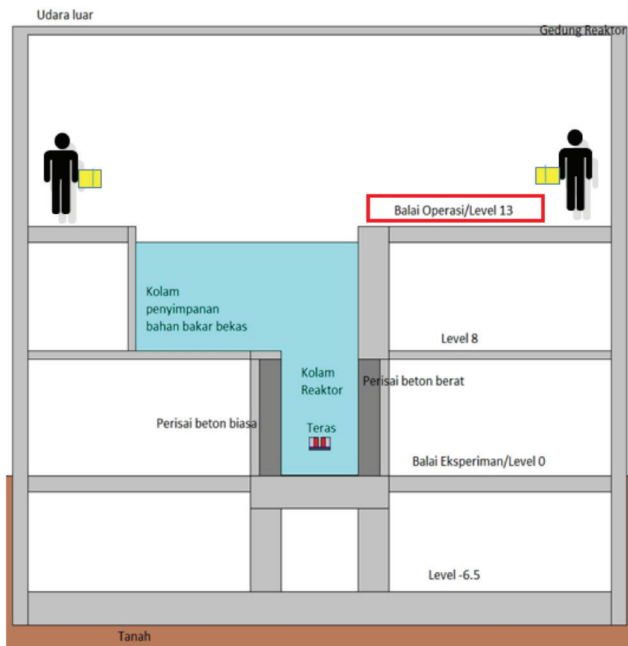
2.1 Eksperimen Pengukuran Dosis Gamma

Pengukuran dan pemetaan paparan radiasi gamma dilakukan menggunakan alat dosimeter gamma atau surveymeter gamma. Pada penelitian ini digunakan 2 jenis dosimeter untuk pemantauan paparan radiasi, yaitu jenis Radion SR-5M (faktor konversi 0.94) dan Polimaster (faktor konversi 1.12) yang telah rutin dilakukan kalibrasi. Dosimeter yang digunakan ditunjukkan pada **Gambar 1**.

Mapping dilakukan pada saat reaktor beroperasi pada level daya 15 MW dan 30 MW. Paparan *background* diperoleh saat reaktor tidak beroperasi atau *off* untuk perawatan (*maintenance*).

Kegiatan pengukuran laju dosis gamma dilakukan menggunakan surveymeter atau dosimeter pada titik pengamatan tertentu secara radial di dalam bangunan reaktor RSG-GAS. Penentuan dosis dilakukan di Balai Operasi (*Operation Hall*) di Lt. 13.0 m pada bangunan reaktor RSG-GAS. Ilustrasi pengukuran di kedua area tersebut pada bangunan reaktor RSG-GAS ditunjukkan pada **Gambar 2**.

Balai Operasi merupakan ruang utama yang terdapat kolam reaktor tempat teras reaktor berada. Kegiatan yang dilakukan pada ruang ini cukup banyak, mulai dari pembongkaran dan pemuatan bahan bakar, pembongkaran dan pemanfaatan material pasca iradiasi, perawatan dan perbaikan detektor-



Gambar 2. Ilustrasi pengukuran dosis gamma di Balai Operasi RSG-GAS

detektor neutron dan lain-lain. Dari kegiatan-kegiatan tersebut terdapat material-material hasil iradiasi, maupun peralatan pendukung yang menjadi radioaktif.

2.2 Simulasi Perhitungan Dosis Gamma dengan QAD-CGGP

a. Perhitungan dengan QAD-CGGP

QAD-CGGP merupakan suatu program yang dikembangkan oleh Atomic Energy of Canada Limited (AECL) yang menggunakan teknik 'point-kernel' dengan koefisien Geometric Progression (GP) untuk menghitung penetrasi gamma pada berbagai macam konfigurasi atau lapisan perisai radiasi (ORNL, 1995)[13]. 'Point-kernel' menggambarkan suatu transfer energi oleh fluks yang tidak bertabrakan (*uncollided flux*) sepanjang garis jejak pengamatan yang dikombinasikan dengan faktor *build up* (faktor penumbuhan) yang tepat untuk menghitung kontribusi dari foton yang terhambur. Teknik 'point kernel' untuk menghitung laju dosis dengan membagi sumber dalam sejumlah 'sel mesh' dengan tiap 'sel mesh' dianggap sebagai titik sumber. Dosis terhitung merupakan jumlahan dosis dari tiap titik sumber. Teknik 'point-kernel' telah dikenal dan digunakan secara luas pada analisis perisai radiasi gamma, salah satunya seperti yang dilakukan oleh Varvayanni dkk (2008) yang melakukan pendekatan model point kernel untuk menentukan energi gamma yang terdeposit di material yang diiradiasi di reaktor riset [14]. Dewasa ini, penyiapan input dan pemodelan QAD-CGGP dapat lebih mudah dilakukan dengan menggunakan *graphical user interface* (GUI) [15, 16].

Dengan sumber yang terdistribusi, *point kernel* telah terintegrasi dalam volume sumber untuk tiap energi sumber yang diinginkan. Teknik ini digunakan untuk menghitung

Tabel 4: Geometri utama pemodelan bangunan RSG-GAS (Dokumen LAK RSG-GAS)[21]

| Komponen | Dimensi |
|--|---|
| Elemen bahan bakar (<i>fuel element</i>) | 77,1 cm × 80,1 cm × 60 cm |
| Reflektor Beryllium | 1255 cm × 350 cm × 80 cm 865 cm × 350 cm × 80 cm |
| Kolam reaktor | Ø 250 cm ; 1400 cm |
| Perisai beton berat | Ø 390 cm ; 1500 cm |
| Perisai beton biasa | Ø 450 cm ; 1500 cm |
| Kolam pendinginan | 570 cm × 500 cm × 645 cm |
| Gedung reaktor | 3840 cm × 3840 cm × 3840 cm |

laju dosis gamma pada sembarang titik (*D*) dari suatu sumber yang *S* foton dengan energi *E* tiap detik tiap unit volume *v* yang dirumuskan (ORNL, 1995):

$$D(\vec{r}) = \int_v \frac{K \cdot S(\vec{r}) \cdot B(\mu|\vec{r} - \vec{r}'|, E) \cdot e^{(\mu|\vec{r} - \vec{r}'|)}}{4\pi|\vec{r} - \vec{r}'|} dV \quad (1)$$

dengan,

\vec{r} = lokasi titik dosis gamma yang dihitung

\vec{r}' = lokasi sumber dalam volume *v*

v = volume region sumber

μ = koefisien atenuasi total pada energi *E*

$|\vec{r} - \vec{r}'|$ = jarak antara sumber dengan titik lokasi dosis gamma yang dihitung

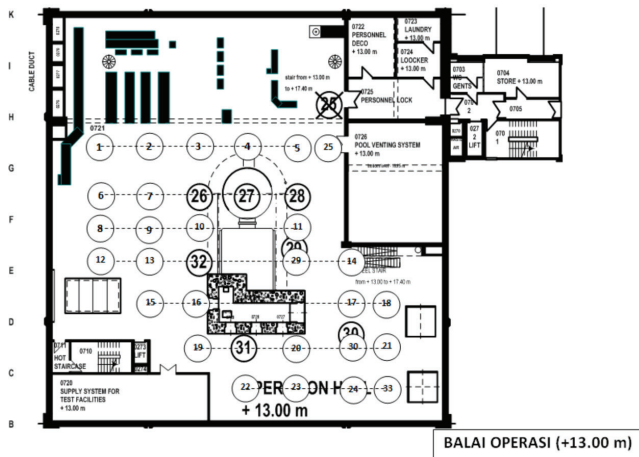
b. 2.2. Pemodelan Perhitungan Dosis Gamma

Perhitungan laju dosis dilakukan dengan menggunakan QAD-CGGP berdasarkan *input* yang telah disiapkan. Input utama yang diperlukan antara lain : intensitas sumber gamma (daya 15 dan 30 MW), geometri bangunan RSG-GAS dan lokasi titik pengamatan (detektor). Intensitas sumber gamma berasal dari perhitungan inventory di teras reaktor RSG-GAS menggunakan *code* ORIGEN2.1 yang membagi menjadi 18 grup energi gamma. ORIGEN2.1 merupakan tools populer untuk perhitungan inventory dalam teras reaktor [17]. *Code* ini digunakan secara luas untuk mengestimasi inventory produk fisi dan intensitas sumber gamma di teras reaktor riset dan reaktor daya [18, 19]. Dewasa ini telah dikembangkan program komputer sejenis yaitu ORIGEN-Automatic Rapid Processing (ORIGEN-ARP) yang diperuntukkan untuk perhitungan inventory pada beberapa jenis PLTN populer di dunia [20]. Geometri utama bangunan RSG-GAS yang dimodelkan ditunjukkan pada **Tabel 1**.

Lokasi pengamatan (detektor) tersebar secara radial di Balai Operasi dengan lokasi pengamatan dosis gamma tersebar menjadi 33 titik pengukuran yang ditunjukkan pada **Gambar 3**.

3 Hasil dan Pembahasan

Pengukuran laju dosis gamma dilakukan di Balai Operasi (*Operation Hall*) di Lt. 13.0 m bangunan reaktor RSG-GAS menggunakan 2 jenis dosemeter (*surveymeter*). Hasil



Gambar 3. Titik pengukuran (*mapping*) di Balai Operasi RSG-GAS

pengukuran merupakan hasil rata-rata pengukuran dari 2 jenis dosimeter yang digunakan. Pengolahan datanya menggunakan program Surfer8.0 dan hasilnya ditunjukkan pada Gambar 4. Gambar 4 menunjukkan mapping kontur paparan radiasi di Balai Operasi pada level daya operasi 15 MW (daya reguler) dan 30 MW (daya desain).

Beberapa catatan terkait hasil mapping di atas adalah sbb : area dekat dengan iradiasi topaz *outcore* ditunjukkan pada detektor no 8 dan 12 sedangkan area di sekitar *pool* reaktor ditunjukkan oleh detektor no 10, 11, 26, 28 dan 32 dengan posisi *core center* alat ukur dari badan regulator pada detektor no 27. Detektor yang berada disekitar ex. fasilitas silikon doping ditunjukkan oleh detektor no 17, 18 dan 21 dengan area sampel silikon doping berada ditunjukkan oleh detektor no 22 dan 23. Area didepan *hotcell* ditunjukkan oleh detektor no 19, 20 dan 31 sedangkan area penyimpanan pasca iradiasi dan dekat kapsul *Fission Product Molybdenum* (FPM) PI ditunjukkan oleh detektor no 32 dan 33. Secara umum, kontribusi laju dosis gamma di Balai Operasi yang paling dominan dan signifikan berasal dari kolam reaktor dikarenakan terdapat bahan bakar dan sejumlah batu topaz paska Iradiasi (ratusan kilogram).

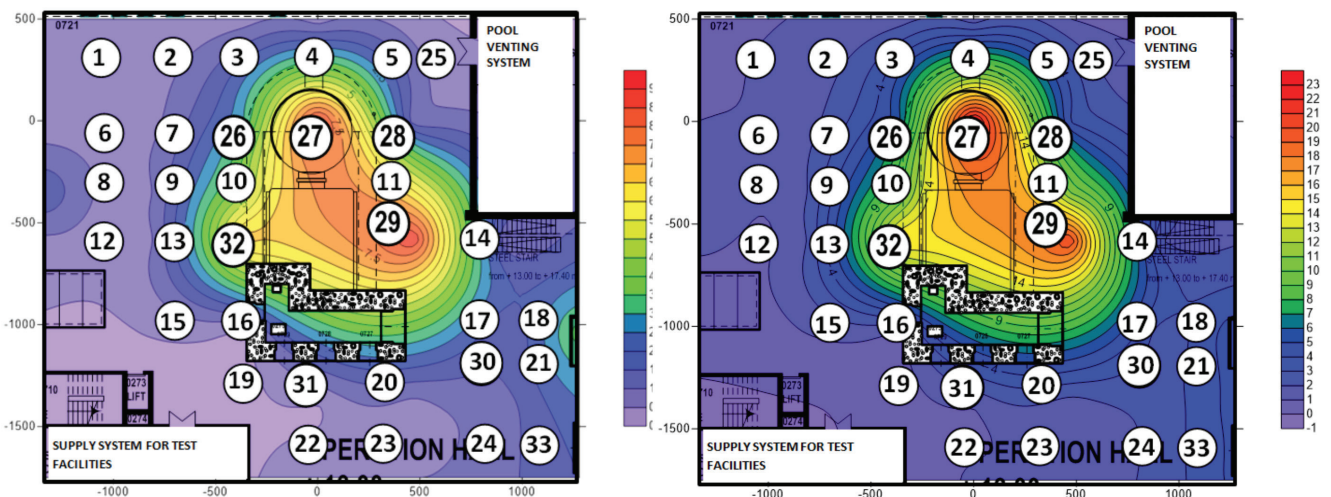
Hasil simulasi perhitungan dengan QAD-CGGP berperan untuk memverifikasi hasil pengukuran dosis gamma. Hasil verifikasi dosis gamma arah radial di Balai Operasi ditunjukkan pada Gambar 5.

Gambar di atas menunjukkan hasil verifikasi dosis gamma di Balai Operasi sebagai fungsi arah radial di atas kolam reaktor. Secara umum hasil simulasi perhitungan dosis gamma memiliki rata-rata perbedaan dengan hasil pengukuran sebesar 4,28% (daya 15 MW) dan 7,14% (daya 30 MW).

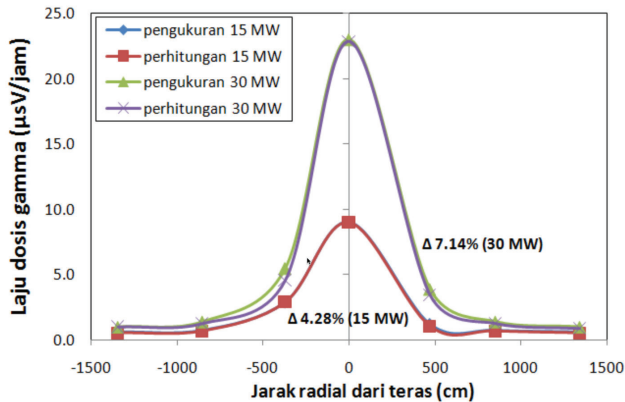
Secara umum, kegiatan mapping berguna untuk penentuan klasifikasi zona ruangan, pengaturan waktu kerja dan sebagai dasar desain perisai radiasi di daerah kerja. Ruangan di bangunan reaktor berdasarkan mapping laju dosis gammanya diklasifikasikan menjadi tiga, yaitu area kerja dengan paparan rendah, sedang dan tinggi. Kategori ruangan berdasarkan laju dosis dan aksesibilitasnya ditunjukkan pada Tabel 2 berdasarkan pembagian daerah kerja sesuai dokumen Laporan Analisis Keselamatan RSG-GAS.

Secara umum, sebagian besar area kerja di Balai Operasi (Lt. 13.0 m) dikategorikan ruang kerja dengan paparan rendah (L) dengan paparan < 7,50 μ Sv/jam. Area tepat di atas *core center* (No. 27) dan sekitar *pool* (10, 11, 29, 32) termasuk area dengan paparan radiasi sedang (M) dan tidak dijumpai adanya area kerja paparan tinggi (H) berdasarkan hasil mapping.

Batasan NBD pekerja radiasi sesuai perka BAPETEN No. 4/2013 maksimum sebesar 20 mSv/tahun. Aturan yang sama seperti yang diberlakukan di fasilitas reaktor *Australia's Open Pool Australian Lightwater* (OPAL) yang dikelola oleh *The Australian Nuclear Science and Technology Organisation* (ANSTO) yaitu 20 mSv/tahun dan 15 mSv/tahun sebagai *dose constraint* (ANSTO, 2004)[22]. Reaktor OPAL memiliki beberapa kemiripan karakteristik desain seperti RSG-GAS, yaitu reaktor riset multi purpose dengan daya 20 MW, berbahan bakar uranium silisida 19,75%, berpendingin air dan berjenis *open pool reactor*. Klasifikasi ruangan kerja pada reaktor riset umumnya lebih sederhana (dibagi 3 tingkatan, yaitu tingkat rendah, sedang dan tinggi) dibanding dengan jenis reaktor daya (PLTN). Klasifikasi ruangan kerja pada reaktor daya, misalnya pada PLTN produksi Westinghouse AP1000, reaktor daya dengan daya 1000 MW dibagi menjadi 10 kategori, mulai dari zona



Gambar 4. Mapping kontur paparan radiasi di Balai Operasi RSG-GAS (a) Daya 15 MW (b) Daya 30 MW



Gambar 5. Verifikasi laju dosis gamma arah radial di Balai Operasi RSG-GAS

0 (tidak ada sumber radiasi) hingga zona IX (tingkat radiasi sangat tinggi) dengan batasan laju dosis > 5 × 10⁶ µSv/jam [11]. Berdasarkan klasifikasi di atas, secara umum paparan gamma di Balai Operasi termasuk kategori zona 0, I dan II. Klasifikasi area kerja tersebut merupakan bentuk program pengendalian paparan radiasi yang intensif berdasarkan prinsip ALARA yang berfungsi untuk menjamin keselamatan radiasi dari adanya kegiatan operasi di fasilitas RSG-GAS agar paparan radiasi yang ditimbulkan tidak merugikan dan membahayakan bagi pekerja, masyarakat, dan juga lingkungan.

4 Kesimpulan

Kegiatan mapping dapat dilakukan dengan pengukuran langsung menggunakan dosimeter/surveymeter dan simulasi perhitungan. Perhitungan laju dosis gamma di Balai Operasi (Lt. 13.0 m) RSG-GAS dengan metode deterministik menggunakan code QAD-CGPP telah berhasil dilakukan. Hasil verifikasi perhitungan laju dosis gamma dengan pengukuran cukup mendekati dengan perbedaan rata-rata : 4-7% dan sesuai dengan kriteria batas keselamatan radiasi yang berlaku. Simulasi perhitungan berbasis metode deterministik terutama lebih disukai dari sisi waktu perhitungan yang lebih singkat dan kegunaan praktis (*practical used*) dibanding metode stokastik seperti metode berbasis Monte Carlo. Hasil mapping ini digunakan untuk penentuan klasifikasi zona ruangan, pengaturan waktu kerja dan sebagai dasar desain perisai radiasi di daerah kerja. Dari hasil mapping, sebagian besar area kerja di Balai Operasi memiliki paparan radiasi gamma kategori

rendah (L) dan tidak dijumpai adanya area kerja paparan tinggi (H).

Ucapan Terima Kasih

Penelitian ini dibiayai oleh Lembaga Pengelola Dana Pendidikan (LPDP). Penulis juga mengucapkan terimakasih kepada segenap kolega dari PTKRN dan PRSG BATAN yang terlibat selama kegiatan penelitian berlangsung.

Daftar Pustaka

- [1] BATAN, Multipurpose Reactor G.A. Siwabessy Safety Analysis Report. Rev. 10.1 (2011)
- [2] A. S. Catur and T. Sulisty, Study on aging management programs implementation of pool and component of GA Siwabessy Reactor as the implementation of BAPETEN regulation No. 8 Year 2008. *Proceeding of the National Conference of Technology and Nuclear Applications* p. 88-99 (2013)
- [3] E.D. Blakeman, D.E. Peplow, J.C. Wagner, B.D. Murphy and D.E. Mueller, PWR Facility Dose Modeling Using MCNP5 and the CADIS_ADVANTG VR Methodology (2007). <https://doi.org/10.2172/931836>
- [4] A. Hamzah, Pudjijanto and A. Rohanda, Radiation dose rate analysis in containment of 1000 MWe PWR NPP. *Proceedings of the National Conference on Nuclear Energy Technology* p. 351-362 (2014)
- [5] Ardani, Analysis of gamma dose in the outside of shielding wall of research reactor. *Proceedings of the 18th National Conference on Technology and Safety of Nuclear Power Plants and Nuclear Facilities*, p. 293-304 (2012)
- [6] R. Tursinah, R.H. Oetami, P.I. Yazid and K. Sudjatmi, Analysis of gamma dose rate at pool surface of Triga2000 reactor as a water level function of primary water coolant. *Proceedings of the 16th National Conference on Technology and Safety of Nuclear Power Plants and Nuclear Facilities* p. 256-263 (2010)
- [7] I.M. Prokhorets, S.I. Prokhorets, M.A. Khazhmuradov et al., Problems of atomic science and technology, N5. Series: *Nuclear Physics Investigations* **48**, 106-109 (2007)
- [8] Pudjijanto MS, Analysis of the bio-shielding thickness of power reactor APR-1400 using CADREM1 code. *Proceedings of the 16th National Conference on Technology*

Tabel 5: Tabel 2. Kategori ruangan berdasarkan laju dosis di RSG-GAS

| Kategori Ruang | Laju dosis lokal | Aksesibilitas | Area pengamatan di Balai Operasi | |
|----------------|---|---|----------------------------------|--------------------------------------|
| | | | 15 MW | 30 MW |
| Rendah (L) | 2,5 ≤ D < 7,5 µSv/jam (0,25 ≤ D < 0,75 mrem/jam) | 40 jam/minggu | Semua area selain 27 & 29 | Semua area selain 10, 11, 27, 29, 32 |
| Sedang (M) | 7,5 ≤ D < 25,0 µSv/jam (0,75 ≤ D < 2,5 mrem/jam) | 40 jam/minggu | 27, 29 | 10, 11, 27, 29, 32 |
| Tinggi (H) | D ≥ 25,0 µSv/jam (D ≥ 2,5 mrem/jam) | Waktu terbatas, ijin hanya diberikan oleh Petugas Proteksi Radiasi dan hanya dengan petunjuk khusus sesuai dengan daerah radiasi tinggi | Tidak ada | Tidak ada |

- and Safety of Nuclear Power Plants and Nuclear Facilities p. 132-142 (2010)
- [9] A. Rohanda, Analysis of gamma dose rate in Biological Shielding of PWR 1000 MWe Power Reactors using QAD-CGGP, *Proceedings of the National Conference PPI-Litdas PDIPITN*, p 187-192 (2013)
- [10] A. Rohanda, Analysis of average gamma dose rate in the working area of PWR 1000 MWe power reactor building, *Proceedings of the National Conference on Nuclear Energy Technology*, p. 371-378 (2014)
- [11] US-NRC, Advanced passive 1000 design control document, Chapter 12 : Radiation Protection page 12.3-21, US-NRC Westinghouse Electric Company LLC, January 27 (2006)
- [12] BAPETEN, Proteksi dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir. BAPETEN regulation No. 4 (2013)
- [13] ORNL, QAD-CGGP-A point kernel code system for neutron and gamma-ray shielding calculations using the GP buildup factor, *QAD-CGGP-A manual*, Radiation Shielding Information Center at Oak Ridge National Laboratory CCC-645/QAD-CGGP-A (1995)
- [14] M. Varvayanni, N. Catsaros and M. Antonopoulos-Domis, A point kernel model for the energy deposited on samples from gamma radiation in a research reactor core. *Annals of Nuclear Energy*, **35**, 2351–2356 (2008) <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2008.07.008>
- [15] K. V. Subbaiah and R. Sarangapani, GUI2QAD-3D: a graphical interface program for QAD-CGPIC program. *Annals of Nuclear Energy* **33**, 22-29 (2006) <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2005.07.009>
- [16] RSICC, EASY QAD - A visualization code system for gamma and neutron shielding calculations, version 2, Innovative Technology Center for Radiation Safety (iTRS) and Nuclear Reactor Analysis Laboratory at Hanyang University, Seoul, Korea (2012)
- [17] A.G. Croff, ORIGEN2 a Versatile computer code for calculating the nuclide compositions and characteristic of nuclear material. *Nuclear Technology* **62** (1983). <https://doi.org/10.13182/NT83-1>
- [18] Ardani, Analysis of the radiation source activity and intensity of gamma rays at 1000 MWe PWR reator core. *J. Nucl. Reactor Tech. Tri Dasa Mega* **12** 67-74 (2010)
- [19] A. Rohanda and Ardani, Determination of gamma source intensity in uranium molybdenum research reactor. *Jurnal Sigma Epsilon* **16**(3-4) 111-121(2012) <http://dx.doi.org/10.17146/sigma.2012.16.3-4.2910>
- [20] I.C. Gauld, S.M. Bowman and J.E. Horwedel, ORIGEN-ARP: Automatic rapid processing for spent fuel depletion, decay and source term analysis, ORNL/TM-2005/39, Revision 5.1, Vol. I, Book 2, Sect. D1, November (2006)
- [21] BATAN, Multipurpose Reactor G.A. Siwabessy Safety Analysis Report. Rev. 10.1 (2011)
- [22] ANSTO, SAR Chapter 12 Operational radiological safety, Replacement research reactor project. The Australian Nuclear Science and Technology Organisation 9-10 (2004)

TANYA JAWAB

1. Penanya : Anggoro Septilarso

Instansi : BAPETEN

Pertanyaan:

- Inputan perhitungan apakah sudah mempertimbangkan setiap nuklida yang telah teridentifikasi dalam LAK Bab 12?
- Apakah pernah dilakukan perhitungan perbandingan untuk memeriksa kinerja Filtur Lapisan Air Hangat (WWL), mengingat WWL ini adalah fitur khas RSG-GAS yang ditujukan untuk mengurangi tingkat radiasi di atas kolam reactor (level 13 secara keseluruhan).
- Mungkin adanya perbedaan perhitungan dan pengukuran ada sumbangan dari 2 hal tersebut. terima kasih sebelumnya.

Jawaban:

- Batasan masalah dari penelitian ini adalah source gamma di teras di penelitian ini dihitung dengan menggunakan ORIGEN2 dengan intensitas gamma diklasifikasi dalam 18 grup. Untuk identifikasi nuklida belum kami crosscek dengan list nuklida yang ada di LAK Bab 12.
- Sistem lapisan air hangat (WWL) merupakan sistem proteksi untuk mencegah pendingin primer yang telah teraktivasi agar tidak naik ke permukaan kolam dan mengenai pekerja dan lingkungan yang berada

diatasnya. Ordanya sktr 1,5 m di atas permukaan dengan suhu 8 sampai 10oC lebih tinggi daripada suhu kolam reaktor yang berada di bawahnya. Beberapa studi dari BATAN/Univ telah dilakukan. Hanya saja batasan di penelitian ini, tdk dapat memodelkan profil 'air hangat' dan hanya diasumsikan sbg air biasa. Input dr QAD-CGGP sebagai code deterministik yang diperlukan adalah geometri dan massa jenis. Perlu penelitian lanjutan dengan tools : komputasi dinamika fluida spt FLUEN yang dapat digunakan untuk memberikan karakteristik & profil WWL. Sependapat bahwa adanya WWL ini memberikan kontribusi perbedaan hasil antara perhitungan dan pengukuran.

2. Penanya : B.Y. Eko Budi Jumpeno

Instansi : PTKMR BATAN

Pertanyaan:

- Apakah pemetaan tersebut juga memasukkan parameter radiasi neutron?
- Apakah ada data baseline sebelumnya sebagai pembanding?
- Jika ada data pembanding apa kesimpulannya? . Terima kasih.

Jawaban:

- a) Input hanya source gamma, tanpa ada source neutron
- b) Sebagai komparasi, dilakukan pengukuran dengan dosimeter gamma
- c) Secara umum, laju dosis gamma hasil simulasi lebih rendah dari hasil pengukuran dengan perbedaan rata-rata : 4% ~ 7%.

3. **Penanya :** *Haendra Subekti*

Instansi : BAPETEN

Pertanyaan:

- a) Dokumen acuan yang digunakan dalam membuat kategorisasi zona radiasi?
- b) Apakah kategorisasi zona mempertimbangkan waktu bekerja dan optimisasi radiasi?

Jawaban:

- a) Dokumen Laporan Operasi dan Dok Laporan Analisis Keselamatan RSG-GAS.
- b) Kategorisasi berdasarkan laju dosis hasil mapping.

4. **Penanya :** *Syahrir*

Instansi : APRI

Pertanyaan:

- a) Hanya mapping eksternal, seharusnya judul mewakili
- b) Apa gunanya untuk practical used, tolong sebutkan
- c) Apa dasar pembangian zona, ada berapa zona? Fungsi masing2?

Jawaban:

- a) Sesuai judul, mapping & analisisnya dilakukan di Balai Operasi

- b) Simulasi perhitungan sebagai bentuk practical used apabila ada kendala dilakukannya pengukuran langsung, misalnya ada kegiatan bongkar muat, ada layanan irradiasi, dll
- c) Dasar pembagian zona berdasarkan laju dosis hasil mapping

5. **Penanya :** *Wahyudi*

Instansi : PTKMR BATAN

Pertanyaan:

- a) Jika ditemukan dalam pemetaan radiasi ada posisi atau tempat yang melebihi nilai batas dosis, maka apa tindakan yang dilakukan ?

Jawaban:

- a) Dalam pengukuran tidak dijumpai nilai yang melebihi batas dosis. Apabila ada, akan disampaikan ke supervisor dan tentunya akan diambil tindakan yang sesuai dengan hasil analisisnya.

6. **Penanya :** *Haryo Seno*

Instansi : BATAN

Pertanyaan:

- a) Bagaimana rencana atau pelaksanaan optimalisasi proteksi radiasi berdasarkan hasil analisis yang telah diperoleh?

Jawaban:

- a) Data dan hasil analisis dilaporkan ke pembimbing/ supervisor RSG-GAS untuk dianalisis dan sebagai masukan dalam penyusunan kebijakan optimalisasi proteksi radiasi khususnya di area kerja Balai Operasi.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Tinjauan Awal Peran Kecerdasan Buatan dalam Pengambilan Data Teknis di Fasilitas pada Era Pandemi COVID-19

Zulfahmi¹, Endang Kunarsih¹, dan Rusmanto¹

¹Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif, BAPETEN, Jakarta

z.zulfahmi@bapeten.go.id

ABSTRAK

Pengambilan data teknis seperti data primer merupakan salah satu tahapan proses inti dari pelaksanaan sebuah kajian. Akibat pandemi COVID-19, proses pengambilan data teknis ini menjadi terhambat menyebabkan personel tidak dapat berinteraksi secara fisik dari jarak dekat dan sebisa mungkin untuk menerapkan protokol kesehatan agar meminimalisir risiko tertularnya virus tersebut. Penggunaan sistem informasi digital pada era industri 4.0 menjadi peran penting dalam situasi pandemi yang terjadi sekarang. Segala prasarana yang mendukung kegiatan pengkajian, sebagian besar sudah memanfaatkan sistem informasi digital untuk interaksi secara daring. Pemanfaatan Kecerdasan Buatan (AI) seperti *machine learning* menjadi salah satu solusi cerdas penggunaan sistem informasi digital dalam menyiasati pengambilan data teknis tanpa harus adanya kontak fisik. AI *Machine Learning* menjadi salah satu fitur penting yang bermanfaat untuk menyederhanakan proses dalam melakukan pengambilan dan pengolahan data yang diinginkan tanpa harus adanya interaksi fisik sehingga memberikan kemudahan dan mengurangi risiko tertular pada personel. Untuk memanfaatkan AI *Machine Learning* diperlukan infrastruktur, kompetensi personel, dan kebutuhan operasional yang memadai agar pengoperasian sistem (*hardware* dan *software*) berlangsung optimal. *Troubleshooting* dan *maintenance* juga dibutuhkan guna menjaga keberlangsungan dan kelayakan data nantinya.

Kata Kunci: Kecerdasan buatan, data primer, pandemi.

[Full Presentation](#)

1 Pendahuluan

Pengambilan data teknis seperti data primer dan data sekunder merupakan salah satu tahapan dari proses inti pelaksanaan sebuah kegiatan kajian [1]. Data teknis ini dapat diperoleh melalui kunjungan lapangan dan koordinasi dengan *stakeholder* terkait. Namun dengan adanya pandemi COVID-19 proses pengambilan data teknis ini menjadi terhambat. Pandemi COVID-19 menyebabkan interaksi secara fisik dari jarak dekat antar individu harus dihindari untuk meminimalkan risiko tertularnya virus tersebut. Kondisi ini berdampak signifikan dalam proses pengambilan data dan akhirnya berpotensi mempengaruhi kualitas dari hasil kajian.

Oleh karena itu, dibutuhkan solusi cerdas untuk menyiasati pengambilan data teknis tanpa harus adanya kontak fisik antara kedua belah pihak. Pada era industri 4.0 ini, bentuk solusi yang dapat digunakan adalah dengan memanfaatkan peran teknologi. Teknologi yang sedang marak digunakan dalam era industri 4.0 ini salah satunya adalah *Artificial Intelligence* (AI). AI atau Kecerdasan Buatan merupakan kecerdasan yang ditambahkan pada suatu sistem atau dengan kata lain kemampuan sistem untuk menafsirkan data eksternal dengan benar serta mengelola data tersebut dan menggunakan hasil olahan tersebut untuk suatu tujuan tertentu [2]. Dalam makalah ini akan disajikan potensi pemanfaatan teknologi AI dalam membantu proses pengambilan dan pengolahan data teknis untuk mendukung kegiatan kajian.

SKN 2021

2 Metodologi

2.1 Kebutuhan data teknis untuk mendukung kegiatan kajian

Kajian menurut KBBI bermakna sebagai penyelidikan [3]. Kegiatan kajian adalah suatu kegiatan ilmiah untuk menelaah, meneliti atau mempelajari suatu substansi tertentu. Oleh karena itu dibutuhkan suatu langkah-langkah yang sistematis dan terstruktur secara kaidah ilmiah untuk dapat menghasilkan kajian yang berkualitas. Salah satu tahapan dalam kegiatan kajian adalah pengambilan dan pengolahan data teknis. Data teknis dapat berupa data sekunder dan data primer. Data primer adalah data yang dibuat oleh peneliti untuk maksud khusus menyelesaikan permasalahan yang sedang ditanganinya. Data dikumpulkan sendiri oleh peneliti langsung dari sumber pertama atau tempat objek penelitian dilakukan, sedangkan data sekunder adalah data yang telah dikumpulkan untuk maksud selain menyelesaikan masalah yang sedang dihadapi. Data ini dapat ditemukan dengan cepat. Dalam penelitian ini yang menjadi sumber data sekunder adalah literatur, artikel, jurnal serta situs di internet yang berkenaan dengan penelitian yang dilakukan. [4]. Data yang dibutuhkan dalam konteks ini tidak hanya data kuantitatif namun juga berupa data kualitatif. Data yang terkumpul kemudian dilakukan analisa dan diinterpretasikan.

Teknik yang selama ini dipraktekkan, pengambilan data dilakukan melalui:

- kunjungan ke fasilitas untuk melakukan praktik pengukuran langsung
- pengiriman kuisioner dan kemudian dilanjutkan dengan kunjungan ke fasilitas untuk melakukan observasi dan wawancara dalam rangka verifikasi isian kuisioner.
- berinteraksi langsung secara tatap muka dalam suatu forum dengan *stakeholder* untuk melakukan diskusi dan koordinasi.

Pemilihan jumlah dan lokasi fasilitas/instansi sebagai target responden untuk sumber data dapat dipertimbangkan secara komprehensif, antara lain derajat keseragaman populasi responden, presisi hasil yang dikehendaki, rencana analisis, dan sumber daya yang dibutuhkan (personel, anggaran, dan waktu).

2.2 Teknologi AI

AI atau Kecerdasan Buatan merupakan kecerdasan yang ditambahkan pada suatu sistem atau dengan kata lain kemampuan sistem untuk menafsirkan data eksternal dengan benar serta mengelola data tersebut dan menggunakan hasil olahan tersebut untuk suatu tujuan tertentu [1].

Ruang lingkup kecerdasan buatan untuk aplikasi komersil antara lain pengolahan bahasa alami (*Natural Language Processing*), pengenalan ucapan (*Speech Recognition*), *Computer vision/Face Recognition*, dan lain-lain [5]. Selain itu, juga terdapat metode lain dari aplikasi AI yakni *Machine Learning*. *Machine Learning* atau pembelajaran mesin merupakan pendekatan dalam

AI yang banyak digunakan untuk menggantikan atau menirukan perilaku manusia untuk menyelesaikan masalah atau melakukan otomatisasi. *Machine Learning* mencoba menirukan bagaimana proses manusia atau makhluk cerdas belajar dan menggeneralisasi [6]. Setidaknya ada dua aplikasi utama dalam *Machine Learning* yaitu, klasifikasi dan prediksi. Ciri khas dari *Machine Learning* adalah adanya proses pelatihan, pembelajaran, atau training. Oleh karena itu, *Machine Learning* membutuhkan data untuk dipelajari yang disebut sebagai data training. Klasifikasi adalah metode dalam *Machine Learning* yang digunakan oleh mesin untuk memilah atau mengklasifikasikan obyek berdasarkan ciri tertentu sebagaimana manusia mencoba membedakan benda satu dengan yang lain. Sedangkan prediksi atau regresi digunakan oleh mesin untuk menerka keluaran dari suatu data masukan berdasarkan data yang sudah dipelajari dalam training. Metode *Machine Learning* yang paling populer yaitu Sistem Pengambil Keputusan, Support Vector Machine (SVM) dan Neural Network.

3 Pembahasan

Pembahasan akan dibatasi pada perubahan mekanisme yang telah dipraktekkan selama ini dalam menghadapi new normal pandemi COVID-19 dan usulan pemanfaatan teknologi AI.

Dalam pengisian kuesioner, sekarang sudah dikenal sistem pengisian kuesioner menggunakan aplikasi platform teknologi informasi bernama Google Form. Pengisian kuesioner menggunakan platform ini relatif lebih mudah dan tidak membutuhkan media kertas sekalipun. Platform ini dapat digunakan oleh personel tanpa memerlukan pertemuan langsung dengan responden. Responden cukup mengisi uraian dari isian kuesioner yang ditanyakan oleh personel. Untuk verifikasi apakah data yang dimasukkan valid atau tidak, personel dapat memintakan lampiran dokumentasi berupa video, dokumen, dan foto.

Terkait kunjungan, personel maupun responden untuk saat ini tidak diperkenankan untuk melakukan tatap muka untuk mengurangi risiko terlarut COVID-19. Oleh karena itu, untuk memfasilitasi komunikasi antara personel dan responden, teknologi yang dimanfaatkan saat ini adalah dengan menggunakan *video conference*. Melalui aplikasi *video conference* ini seperti *zoom call*, *google meet*, *microsoft teams*, dan lainnya personel dapat berinteraksi dengan responden fasilitas yang risiko tertularnya jauh lebih rendah.

Terkait pengambilan data ukur, saat ini masih dilakukan secara manual. Personel masih bergantung pada unggahan yang diterima dari responden terkait hasil data pengukuran yang dilakukan karena personel tidak dapat melakukan pengamatan secara langsung ke fasilitas. Untuk masa yang akan datang, dengan memanfaatkan teknologi AI, hal ini dapat disiasati dengan menggunakan pemanfaatan/pemasangan data transmitter pada alat fasilitas yang nantinya data dari hasil ukur dapat dipantau secara *realtime*. Dari pemasangan alat ini, personel dapat mengetahui bagaimana nilai hasil ukur yang dilakukan oleh fasilitas tanpa khawatir adanya manipulasi

Tabel 6: Kelebihan dan Kekurangan dari Telaah Pemanfaatan Teknologi pada Data Teknis

| | Kelebihan | Kekurangan |
|---|--|---|
| Google Form untuk isian kuesioner | - Penggunaan relatif mudah dan cepat - Fleksibel, Dapat dilakukan dimanapun (Laptop/Ponsel Pintar) | - Keakuratan dan presisi data tidak dapat divalidasi secara langsung |
| Penggunaan AI <i>machine learning</i> untuk data ukur yang realtime | - Hasil dapat diketahui secara langsung - Dapat dipantau secara berkala - Mempercepat proses pengambilan dan pengolahan data | - Biaya operasional/pemasangan yang alat cukup besar - Waspada dalam penjagaan alat - <i>Maintenance</i> /perbaikan alat yang berkala |
| Video Conference pengganti kunjungan | - Rendah risiko tertular virus - Fleksibel, dapat dilakukan dimanapun | - Kurang <i>direct</i> dalam koordinasi saat pengamatan data |

data. Dengan menggunakan fitur AI *Machine Learning*, data *realtime* ini nantinya juga dapat mengolah data yang diterima kemudian diunggah ke dalam *cloud* sehingga nantinya dapat memberikan nilai tingkat panduan paparan yang telah dilakukan oleh fasilitas tersebut tanpa harus menginput data ke dalam sistem. Selain itu, fitur ini juga dapat memunculkan notifikasi kepada personel terkait paparan radiasi yang diterima. Data *realtime* ini dapat menjadi solusi bagi personel tanpa harus melakukan kunjungan secara berkala dan dapat menghemat biaya akomodasi.

Dari beberapa poin tersebut, **Tabel 1** disajikan daftar kekurangan dan kelebihan yang bisa ditelaah dari pemanfaatan teknologi yang digunakan.

Dari **Tabel 1** tersebut, khusus pada pemanfaatan AI, prospek cukup baik namun kebutuhan operasional, infrastruktur, dan kompetensi personel pengguna teknologi tersebut perlu menjadi perhatian. Terkait aspek personel, AI *Machine Learning* mengambil alih peran personel dalam melakukan pengolahan data yang diterima dari *output* pengukuran yang dilakukan. Salah satu contoh data yang diterapkan dalam kasus ini ialah implementasi pada nilai tingkat panduan paparan medik (DRL). Dengan bantuan AI *Machine Learning*, nilai DRL tersebut dapat diproses secara mudah melalui integrasi alat (*hardware*) yang ada di fasilitas dengan sistem komputasi (*software*) yang telah didesain untuk memunculkan nilai DRL yang dimiliki dari fasilitas tersebut. Algoritma *Machine Learning* akan melakukan *training* data dan menganalisis keluaran radiasi yang dimiliki oleh sebuah modalitas, sehingga dapat memberikan representasi DRL dari fasilitas tersebut. Agar sistem pemanfaatan AI *Machine Learning* ini dapat berjalan dengan optimal, pelatihan

personel dibutuhkan dalam melakukan pengaturan awal dan sinkronisasi alat agar sistem secara keseluruhan dapat beroperasi secara utuh. Kemampuan *troubleshooting* juga diperlukan bagi personel apabila data yang akan diproses menyimpang dari ekspektasi hasil yang akan diperoleh.

Selain dari segi personel, tentunya pemrosesan data menggunakan teknologi AI ini memerlukan *maintenance* sistem guna menjaga kelayakan data yang terproses dalam algoritma *machine learning* tersebut. Karena sistem pengoperasian ini berlangsung secara daring, pengecekan berkala pada alat dan sistem dibutuhkan nantinya.

4 Kesimpulan

Penggunaan sistem informasi digital pada era industri 4.0 menjadi peran penting dalam situasi pandemi yang terjadi sekarang. Segala prasarana yang mendukung kegiatan pengkajian, sebagian besar sudah memanfaatkan sistem informasi digital untuk interaksi secara daring. AI *Machine Learning* menjadi salah satu fitur penting yang bermanfaat untuk menyederhanakan proses dalam melakukan pengambilan dan pengolahan data yang diinginkan tanpa harus adanya interaksi fisik sehingga memberikan kemudahan dan mengurangi risiko tertular pada personel. Untuk memanfaatkan AI *Machine Learning* diperlukan infrastruktur, kompetensi personel, dan kebutuhan operasional yang memadai agar pengoperasian sistem (*hardware* dan *software*) berlangsung optimal. *Troubleshooting* dan *maintenance* juga dibutuhkan guna menjaga keberlangsungan dan kelayakan data nantinya.

Daftar Pustaka

- [1] Kunarsih, E., Iswandarini (2018) Manual Sistem Manajemen P2STPPFRZR, Edisi 2, BAPETEN, Jakarta.
- [2] Goralski, M. A., & Tan, T. K. (2020). Artificial intelligence and sustainable development. The International Journal of Management Education, 18(1), 100330.
- [3] Kamus Besar Bahasa Indonesia. KBBI.
- [4] Sugiyono. (2009). Metode Penelitian Kuantitatif Kualitatif dan R&D. Bandung: Alfabeta. Cet. Ke 8, h. 137.
- [5] Rozaq, A. (2019), Artificial Intelligence untuk Pemula. UNIPMA Press, Madiun.
- [6] Tanaka, M.; Okutomi, M. (2014). A novel inference of a restricted boltzmann machine. Pattern Recognition (ICPR), 22nd International Conference on. 2014; pp 1526–1531.

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** *Arifin M. Wibowo*
Instansi : *BAPETEN*
Pertanyaan:
- Mohon dijelaskan contoh yang sudah terimplementasi tentang penggunaan AI machine learning yg dimaksud?
 - Tantangan yang tidak kalah penting adalah keamanan data, Bagaimana mengatasi tantangan keamanan data selama pengiriman dan penyimpanan data?
- Jawaban:
- Contoh yang sudah terimplementasi tentang penggunaan AI Machine Learning adalah misalnya seperti penentuan tingkat panduan diagnostik (DRL) lokal menggunakan algoritma Machine Learning. Algoritma Machine Learning yang memuat persamaan dan batasan yang digunakan untuk menentukan nilai DRL, nantinya akan memproses data yang diterima dari sebuah modalitas hingga diperoleh nilai DRL dari fasilitas tersebut. Dari data tiap fasilitas ini, kemudian bisa didapatkan nilai DRL lokal dari setiap fasilitas.
 - Untuk keamanan data itu sendiri saat ini belum menjadi batasan dalam makalah ini karena telah terkait keamanan data memiliki lingkup yang cukup luas. Akan terdapat metode pengamanan data yang dapat diakses oleh para pengguna, dimana salah satu metode yang umum dan dapat digunakan nantinya adalah metode enkripsi yang dapat ditelaah lagi lebih lanjut.
2. **Penanya :** *IBGP Pratama*
Instansi : *BAPETEN*
Pertanyaan:
- Bagaimana implementasi penerapan AI untuk daerah dengan infrastruktur jaringan yang belum merata? Serta bagaimana implementasi untuk modalitas yang saat ini belum dijalankan secara digital? Contohnya Pesawat Sinar-X yang masih menggunakan film konvensional.
- Jawaban:
- Ini merupakan salah satu hal yang menjadi kendala/kelemahan dari penerapan AI dalam memfasilitasi AI pada infrastruktur daerah dimana jaringan merupakan komponen penting dalam implementasi pengoperasian AI. Ini masih dalam evaluasi kami. Terkait implementasi modalitas yang masih menggunakan secara konvensional, AI masih dapat diterapkan walaupun belum ada integrasi antar alat dengan pemrosesan data. Data alat konvensional tetap dapat diinput ke dalam sistem agar pemrosesan data secara AI dapat dilakukan untuk mendapatkan keluaran data yang diinginkan tanpa mengharuskan adanya integrasi penginputan data secara digital ke dalam pemrosesan data secara AI nantinya.



**Seminar Keselamatan Nuklir 2021
Makalah Presentasi Singkat**



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Urgensi Sertifikasi Profesi Nuklir di Indonesia untuk Kebutuhan Dukungan Teknis

Arifin M. Susanto¹, Khoirul Huda¹, Nur Siwhan¹, dan Azizul Khakim¹

¹Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN, Jakarta

a.msusanto@bapeten.go.id

ABSTRAK

Dengan adanya potensi pembangunan dan pengoperasian instalasi nuklir baik reaktor nuklir maupun non-reaktor maka kebutuhan kompetensi teknis tersertifikasi yang berkaitan dengan ketenaganukliran akan sangat dibutuhkan. Kebutuhan tidak hanya diperuntukan bagi institusi promotor namun juga bagi Badan Pengawas. Pendidikan tinggi sudah ada yang memiliki program studi teknik nuklir yang secara akademik dapat diandalkan, namun apakah secara kompetensi memenuhi standar yang dibutuhkan. Tantangan muncul bila dihadapkan terhadap standar kompetensi yang dimiliki oleh pekerja nuklir agar dapat diterima dan disetarakan kualifikasinya di industri nuklir. Sertifikasi ahli di bidang ketenaganukliran saat ini belum ada di Indonesia. Standarisasi kompetensi melalui sertifikasi menjadi krusial terhadap persyaratan personil tidak hanya untuk dukungan teknis namun hingga operator dan pekerja industri nuklir lainnya karena dalam proses pencapaian sertifikasi tersebut secara tidak langsung mendalami karakteristik transparansi, kemandirian, objektivitas, ketidakberpihakan, dan kompetensi teknis. Makalah ini menunjukkan kondisi terkini dan pembelajaran dari beberapa negara pemilik PLTN dalam proses sertifikasi personel nuklir. Metode yang dilakukan berupa tinjauan literatur, dan diharapkan makalah ini memberikan masukan ide kebijakan sertifikasi dan menjawab kebutuhan terhadap proses kualifikasi personel dalam industri nuklir.

Kata Kunci: Sertifikasi, Dukungan Teknis, nuklir, standarisasi.

Short Presentation

1 Pendahuluan

Dukungan teknis (*Technical Support*) dan ilmiah yang efektif sangat penting untuk keputusan yang baik dalam mengembangkan dan mengoptimalkan operasi Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) yang selamat dan efisien. Penting juga untuk memaksimalkan kualitas, keandalan, ketersediaan, dan produktivitas instalasi selama masa layannya.

Khususnya bagi negara-negara pendatang baru, dukungan teknis yang kompeten sangat membantu para pengambil keputusan program nuklir, organisasi pemerintah yang ditunjuk, dan pemangku kepentingan lainnya untuk mengambil keputusan kunci dalam pengembangan proyek tenaga nuklir pertamanya. Organisasi dukungan teknis dapat dimanfaatkan untuk seluruh pihak yang terlibat dalam program pembangunan PLTN

Tantangan muncul ketika terlibat dalam inovasi dan teknologi pengembangan instalasi nuklir. Reaktor jenis baru pada generasi IV muncul dengan ide, inovasi, dan metode yang luar biasa, serta penggunaan bahan yang belum pernah didengar sebelumnya. Vendor teknologi bersaing untuk menunjukkan kepada dunia fitur keunggulan, kesederhanaan, dan integrasi reaktor mereka dan yang dapat menghilangkan semua masalah yang telah kita lihat selama ini pada jenis reaktor air ringan seperti *Lost of Coolant Accident (LOCA)*, *Core Damage (CD)*, dll [1].

Dampak dari perkembangan teknologi yang dinamis sehingga membutuhkan ketersediaan dukungan teknis yang selalu berkembang dan kompetitif dalam upaya terus meningkatkan keselamatan pembangunan dan pengoperasian PLTN.

Potensi pertumbuhan penggunaan organisasi pendukung teknis dan ilmiah (*Technical Support Organization-TSO*) di sektor nuklir dengan rencana penggunaan energi nuklir sebagai pembangkit listrik menuntut pembentukan mekanisme kualifikasi sumber

SKN 2021

daya. TSO menyediakan layanan teknis seperti pengujian, pemantauan, inspeksi, bahan referensi, dan litbang, di antara aktivitas teknis lainnya, untuk regulator dan operator.

Salah satu tantangan utama terkait peran TSO adalah pilihan mekanisme yang tepat untuk memastikan bahwa mereka memenuhi kriteria tertentu terkait kualitas dan keandalan layanan yang mereka sediakan. Dalam hal ini, proses kualifikasi dan sertifikasi personil TSO bisa menjadi cara yang berguna untuk tujuan tersebut.

Dengan ditetapkannya AEC (ASEAN Economic Community) pada tahun 2015, salah satu poin penting yang dari cetak biru AEC 2025 [2] poin A.5. *Facilitating movement of Skilled labour and business Visitors*. Dampaknya adalah pekerja-pekerja terampil akan membanjiri lowongan pekerjaan industri di Indonesia, bukan tidak mungkin mengambil peluang industri nuklir yang sangat lebar. Tenaga kerja terampil di negara-negara ASEAN cenderung berpindah dari satu negara ke negara lain. Faktor yang mendukung pergerakan pekerja terampil seperti 1). Disparitas upah dan lapangan kerja di antara negara-negara ASEAN, dan 2). Kedekatan kesesuaian geografis dan sosial budaya di negara-negara ASEAN [3].

Saat ini pekerja nuklir terbaaur diantara profesi-profesi lain yang umumnya sudah establish, atau bahkan dinaungi dalam lambaga atau asosiasi profesi yang lebih umum, seperti Asosiasi Insinyur, Asosiasi sarjana teknis, dan perhimpunan profesi lain. Beberapa asosiasi tersebut diantaranya sudah melaksanakan sertifikasi keahlian, seperti contohnya sertifikat ahli geoteknik oleh Himpunan Ahli Teknik Tanah Indonesia (HATTI), Inspektur Industri Maritim, dll, namun lain halnya untuk sertifikasi profesi nuklir.

Perlunya sertifikasi profesi nuklir dipersyaratkan dalam dokumen IAEA NS-G.2.8, *Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants* dalam paragraf 3.8 menyatakan bahwa “Bukti penilaian yang sesuai terhadap kompetensi dan persyaratan kualifikasi hendaklah dibuat dan dipelihara untuk setiap individu di instalasi” [4]. Kutipan diatas bahkan mensyaratkan kompetensi untuk terus disegarkan secara berkala yang ditunjukkan dalam suatu bukti penilaian.

Dengan semakin luasnya pemanfaatan ketenaganukliran di Indonesia, dan saat ini belum ada standar profesi keahlian dalam ketenaganukliran. Serfitikasi profesi ketenaganukliran sangat penting dibutuhkan dalam menjaga kemampuan kualitas pekerja industri Indoneisa agar mampu bersaing selain itu dapat menjamin keselamatan operasi instalasi dan juga utamanya keselamatan pekerja dan masyarakat. Sehingga makalah ini bertujuan memberikan rekomendasi gagasan dalam mengatasi kebutuhan mendesak yang dihadapi dalam sertifikasi profesi nuklir di Indonesia.

2 Pokok Bahasan

Dukungan teknis adalah suatu kegiatan (atau bagian dari suatu kegiatan) untuk membantu para pembuat keputusan dengan memberikan masukan teknis dan ilmiah dalam keputusan tentang pencapaian tujuan desain dan kinerja. Sedangkan organisasi pendukung teknis (TSO) adalah setiap

organisasi (atau perorangan atau kelompok) yang memberikan dukungan teknis dan ilmiah kepada para pembuat keputusan untuk pengambilan keputusan tentang persiapan untuk proyek pembangkit listrik tenaga nuklir dan setelah itu, untuk desain, perizinan, konstruksi, komisining, operasi, pemeliharaan dan dekomisioning instalasi [5].

Salah satu tantangan utama terkait peran TSO adalah pilihan mekanisme yang tepat untuk memastikan bahwa mereka memenuhi kriteria tertentu terkait kualitas dan keandalan layanan yang mereka sediakan. Dalam hal ini, proses kualifikasi TSO bisa menjadi cara yang berguna untuk tujuan tersebut.

Seperti disebutkan sebelumnya, bahwa salah satu aspek kunci terkait pekerjaan TSO adalah kredibilitas di mata badan pengawas, operator dan semua pemangku kepentingan lainnya, termasuk masyarakat umum. Namun, kredibilitas bukanlah parameter objektif yang dapat diukur dengan mudah. Kredibilitas mencakup beberapa karakteristik dan dimensi, seperti transparansi, kemandirian, objektivitas, ketidakberpihakan, dan kompetensi teknis. Meskipun demikian, dimungkinkan untuk menilai secara objektif beberapa elemen yang berkontribusi pada kredibilitas organisasi, terutama kompetensi teknis, kemandirian, dan transparansi prosedural. Dalam konteks ini, proses sertifikasi dapat digunakan untuk menilai dan mengevaluasi karakteristik obyektif organisasi yang diperlukan untuk memastikan kualitas dan keandalan layanan, sehingga memberikan kepercayaan kepada pihak yang menggunakan layanannya.

Pinto de Abreu [6] memberikan perhatian pada masalah kualifikasi TSO dengan mengajukan beberapa pertanyaan, antara lain siapa yang harus melakukan kualifikasi (terutama terkait keahlian nuklir), apakah regulator yang akan melakukan, ataukah komunitas ilmiah seperti asosiasi ilmuwan dan ahli teknologi nasional/regional yang akan melakukan, atau apakah bisa menunjuk entitas lain untuk melakukan pekerjaan tersebut. Itulah tantangan yang dihadapi.

Di Indonesia saat ini ada Badan Nasional Sertifikasi Profesi (BNSP). Secara undang-undang BNSP merupakan badan independen yang bertanggung jawab kepada Presiden yang memiliki kewenangan sebagai otoritas sertifikasi personil dan bertugas melaksanakan sertifikasi kompetensi profesi bagi tenaga kerja. BNSP ini menaungi Lembaga Sertifikasi Profesi (LSP) yang bertugas sebagai lembaga pelaksana kegiatan sertifikasi profesi yang memperoleh lisensi dari BNSP.

Langkah yang baik adalah karena beberapa perguruan tinggi sudah memiliki program studi teknik nuklir. Keberlangsungan sarjana teknik nuklir secara akademik dapat terjaga. Namun program nuklir tidak hanya bergantung dengan satu bidang keahlian saja. Multi disiplin ilmu memberikan kontribusi dalam pengembangan industri nuklir di Indonesia. Berdasarkan UU No. 20 tahun 2003 ayat 25 menyatakan bahwa “Perguruan tinggi menetapkan persyaratan kelulusan untuk mendapatkan gelar akademik, profesi, atau vokasi”[7], dan beberapa pendidikan tinggi yang ada sayangnya tidak menerbitkan gelar profesi salah satu diantaranya adalah prodi teknik nuklir.

Dalam penyusunan informasi teknis dan ilmiah dari jasa yang diberikan TSO ke pengambil keputusan, di

dalamnya akan terlibat pandangan ahli tidak hanya ahli teknis (contohnya bidang nuklir, fisika, kimia, dll) namun ahli bidang ekonomi, hukum dan sosial lainnya. Pandangan ahli tersebut harus mampu menunjukkan kemampuan dan keahliannya. Sebagaimana dipersyaratkan dalam IAEA *General Safety Guide* No. 12, yaitu persyaratan TSO adalah independen, berbasis kompetensi teknis, menjunjung tinggi kerahasiaan, dan didukung sistem manajemen dan budaya keselamatan [8].

Untuk program pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN). Peran TSO nanti nya akan dipegang oleh Badan Penelitian dan Pengembangan yang ada di Indonesia, saat ini yaitu BATAN. Sesuai perkembangan waktu dan peraturan perundangan tidak menutup kemungkinan lembaga penelitian lain dapat ditunjuk menjadi TSO.

BATAN memiliki unit kerja tertentu yang secara hukum (Peraturan BATAN) akan bertindak sebagai TSO untuk pengembangan nuklir di Indonesia. Selanjutnya juga dinyatakan bahwa, secara kemampuan dan keahlian sumber daya manusia BATAN sebagai TSO diyakini mampu melaksanakan tugasnya, namun tantangan yang dihadapi adalah apakah klaim tersebut dapat dibuktikan secara hukum [9].

Tantangan berikutnya adalah bagaimana menetapkan kriteria yang digunakan untuk kualifikasi tersebut. Biasanya kriteria ini ditentukan dalam standar atau regulasi. Standar atau peraturan tersebut biasanya mencakup persyaratan yang terkait dengan organisasi, proses dan prosedur, personel dan infrastruktur yang tersedia.

Sehingga perlu ditetapkan proses kualifikasi yang tepat dan transparan. Ini harus dilakukan oleh personel yang memiliki keterampilan dan pelatihan yang sesuai dan mengikuti aturan dan prosedur yang jelas sesuai dengan praktik yang baik untuk kegiatan tersebut. Kualifikasi didasarkan pada persyaratan teknis dan administratif. Secara umum praktik yang mapan untuk kegiatan dan persyaratan tersebut. Biasanya, kualifikasi didasarkan pada audit, tetapi dalam beberapa kasus ada kebutuhan untuk melakukan aktivitas lain, seperti perbandingan hasil tes dengan tolok ukur melalui uji kompetensi dan profesi.

3 Pembahasan

3.1 Sertifikasi Profesi di Indonesia untuk Pengembangan Sumber Daya Manusia (SDM)

Profesi secara definisi dapat ditemukan dalam peraturan perundangan. Pengertian profesi adalah pendidikan tinggi setelah program sarjana yang mempersiapkan peserta didik untuk memiliki pekerjaan dengan persyaratan keahlian khusus [6]. Profesi dilihat dari sisi pekerjaan maka Profesi adalah bidang pekerjaan yang memiliki kompetensi tertentu yang diakui oleh masyarakat [10]

Sesuai dengan Peraturan Presiden No.8 Tahun 2012, Sertifikasi Kompetensi Kerja adalah proses pemberian sertifikat kompetensi yang dilakukan secara sistematis dan objektif melalui uji kompetensi sesuai Standar Kompetensi Kerja Nasional Indonesia (SKKNI), Standar Internasional, dan/atau Standar Khusus. Sehingga sistim sertifikasi ini

Tabel 1: Tabel 1 Sertifikasi Kompetensi

| Pendidikan | Pekerjaan |
|--|---|
| - Pasal 61 UU No. 20 Tahun 2003 tentang Sisdiknas | - Pasal 18 UU No. 13 Tahun 2003 tentang ketenagakerjaan |
| - Pasal 89 PP No.19 Tahun 2005 tentang SNP | - PP 23 Tahun 2004 tentang BNSP |
| - Perpres No.8 Tahun 2012 | - Perpres No.8 Tahun 2012 |
| - Permendikbud Nomor 73 tahun 2013 tentang penerapan KKNI bidang PT | - Permenaker No. 21 tahun 2014 tentang KKNI |
| - Pasal 44 UU No.12 Tahun 2012 tentang PT | - Permenaker No.2 Tahun 2016 tentang Sistem Standar Kompetensi Kerja Nasional tentang Tata Cara Penetapan SKKNI |
| - Permendikbud No. 44 tahun 2015 tentang Standar Nasional Pendidikan Tinggi | - Peraturan-peraturan BNSP |
| - Permendikbud No. 81 tahun 2014 tentang ijazah, sertifikat kompetensi, sertifikat profesi | |

mempunyai fleksibilitas berharmonisasi dengan berbagai sistem nasional maupun internasional [11]

Sesuai dengan Peraturan BNSP 01/2015, Sistem Sertifikasi Kompetensi Profesi Nasional adalah tatanan keterkaitan komponen sertifikasi kompetensi profesi yang mencakup pembentukan kelembagaan sertifikasi, lisensi, lembaga sertifikasi, pengembangan sistem informasi sertifikasi kompetensi dan pengendalian mutu sertifikasi yang sinergis dan harmonis dalam rangka mencapai tujuan pelaksanaan sertifikasi kompetensi kerja nasional. Peraturan perundangan ditunjukkan dalam **Tabel 1**.

Berdasarkan pengamatan penulis, berikut alur sistem sertifikasi yang berlaku di Indonesia, melibatkan infrastruktur sertifikasi profesi yaitu BNSP, LSP, TUK (Tempat Ujian Kompetensi) standar kompetensi, skema sertifikasi, perangkat asesmen, asesor kompetensi dan Instansi teknis lainn

Ketelurusan sistem dan kelembagaan sertifikasi kompetensi. Bahwa seluruh kelembagaan yang terlibat dalam sistem sertifikasi harus kompeten, mampu telusur dan sesuai dengan standar dan regulasi. BNSP harus kompeten berdasarkan standar dan regulasi serta mampu telusur terhadap standar internasional ISO 17011 [13] memberikan izin kepada lembaga sertifikasi untuk melaksanakan kegiatan sertifikasi profesi. Di sisi lain LSP harus kompeten dan memenuhi sesuai standar, regulasi dan Pedoman BNSP serta mampu telusur terhadap standar internasional ISO 17024 [14].

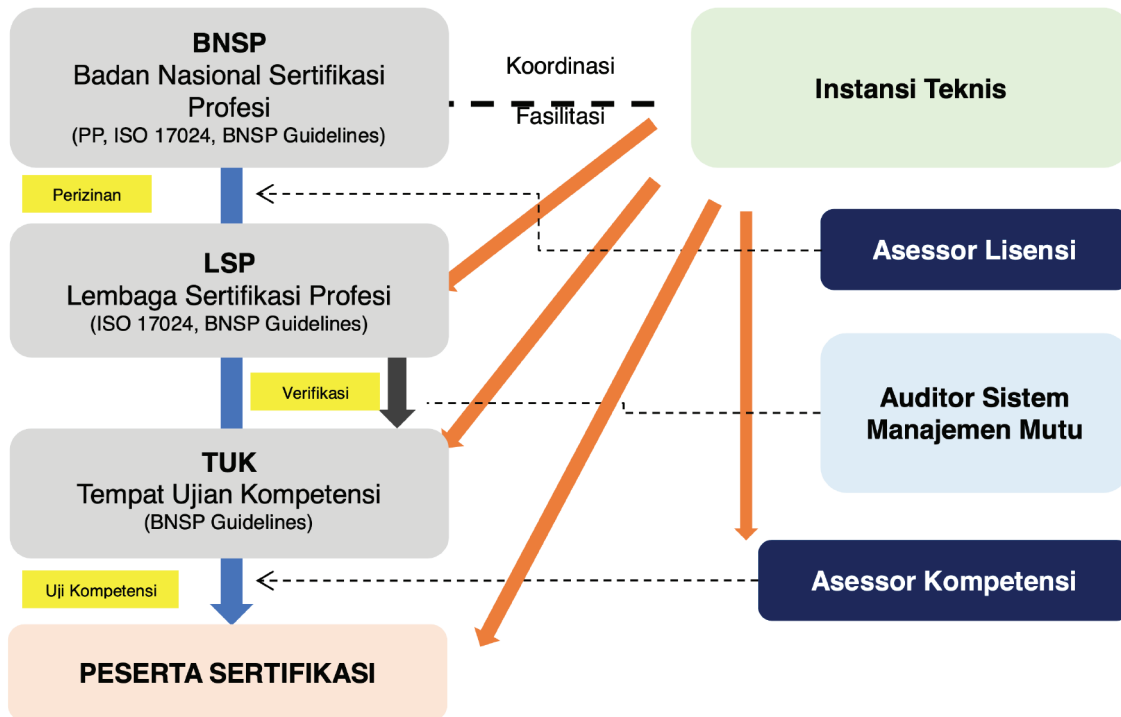
LSP dapat menunjuk TUK untuk menyediakan sarana ujian. TUK harus kompeten sesuai standar, regulasi dan Pedoman BNSP serta mampu telusur terhadap standar persyaratan tempat kerja yang baik. Secara paralel asesor (asesor lisensi & kompetensi) harus kompeten sesuai dengan SKKNI/standar internasional/standar khusus.

Instansi teknis (departemen/dinas/LPND) berkordinasi dan memfasilitasi kelembagaan sertifikasi.

a. Skema Sertifikasi di Indonesia

Skema kompetensi menurut BNSP memiliki tiga skema. (1) Skema sertifikasi SKKNI; (2) Skema sertifikasi okupasi Nasional (3) Skema sertifikasi klaster/paket.

Skema Sertifikasi KKNI adalah persyaratan sertifikasi spesifik yang berkaitan dengan penjenjangan yang ditetapkan



Gambar 1. Alur Sertifikasi [12]

dengan menggunakan standar dan aturan khusus yang sama serta prosedur yang sama [15,16].

Skema sertifikasi Okupasi Nasional adalah Pola sertifikasi kompetensi yang digunakan sebagai acuan pelaksanaan sertifikasi kompetensi profesi yang terdiri dari sekumpulan unit kompetensi yang bersumber dari standar kompetensi kerja dan persyaratan lain yang berkaitan dengan pengakuan kompetensi pada okupasi (jabatan) nasional [16].

Skema Klaster adalah Pola sertifikasi kompetensi yang digunakan sebagai acuan pelaksanaan sertifikasi kompetensi profesi, yang terdiri dari sekumpulan unit kompetensi yang bersumber dari standar kompetensi kerja dan persyaratan lain yang berkaitan dengan pengakuan kompetensi untuk memenuhi kebutuhan tertentu dari industri/pengguna. Skema klaster dapat berupa okupasi atau jabatan khusus yang berlaku di suatu industri tertentu dan hanya digunakan di industri yang mengusulkan [16].

Ketiga skema diatas mempunyai karakteristik masing-masing, yang ditunjukkan dalam Tabel 2.

3.2 Pengalaman Sertifikasi dari Negara industri Nuklir

Di negara industri pengujian dan sertifikasi produk konsumen di pasar sudah umum dilakukan. Produsen melakukan upaya pengontrolan proses yang bertujuan memastikan kualitas produk, konsumen memastikan bahwa produk tersebut sesuai dengan harapan mereka, kemudian otoritas regulasi melakukan pengawasan di pasar untuk melindungi konsumen [6].

Salah satu negara industri nuklir, Kanada dan Perancis [6] dimana perusahaan manufaktur biasanya memiliki

Tabel 2: Tabel 1 Uraian Tiap Skema Sertifikasi

| Skema | Uraian |
|------------------|--|
| SKKNI | <ol style="list-style-type: none"> Bersifat Nasional Jenjang Kualifikasi terdiri dari 9 Level Setiap Level disusun dengan sejumlah Unit Kompetensi berdasarkan Deskripsi KKNI Kemasan ditetapkan oleh Otoritas Kompeten |
| Okupasi Nasional | <ol style="list-style-type: none"> Bersifat Nasional Dapat berupa Jabatan Fungsional atau Struktural yang merujuk pada Standar Jabatan Nasional atau Internasional Setiap Jabatan disusun dengan sejumlah Unit Kompetensi yang sesuai dengan Standar Jabatan Nasional atau Internasional Kemasan ditetapkan oleh Otoritas Kompeten |
| Klaster/Paket | <ol style="list-style-type: none"> Bersifat Kebutuhan Industri atau Organisasi Pengguna (lokal) yang bersifat Khusus pada suatu Industri Setiap Klaster disusun dengan sejumlah Unit Kompetensi yang sesuai dengan kebutuhan Industri Ditetapkan oleh Komite Skema LSP bersama Industri Pengguna Nama Skema Klaster tidak boleh sama dengan okupasi nasional |

laboratorium sendiri, tetapi juga terdapat beberapa laboratorium independen. Demikian pula, ada beberapa organisasi teknis independen yang mengevaluasi proses dan produk serta bertindak sebagai badan sertifikasi. Biasanya, ada satu lembaga sertifikasi untuk setiap sektor di suatu negara. Namun demikian, di banyak negara, hanya ada satu lembaga sertifikasi untuk banyak sektor. Kompetensi teknisnya dianggap memadai oleh semua orang di pasar, dan biasanya diakui secara resmi oleh pemerintah.

Terkait laboratorium, untuk memungkinkan perbandingan hasil, infrastruktur metrologi perlu disiapkan

Tabel 3: Rezim Pengawasan dan Sistem Penilaian Kesesuaian Nasional dan Sistem Nasional Metrologi [6]

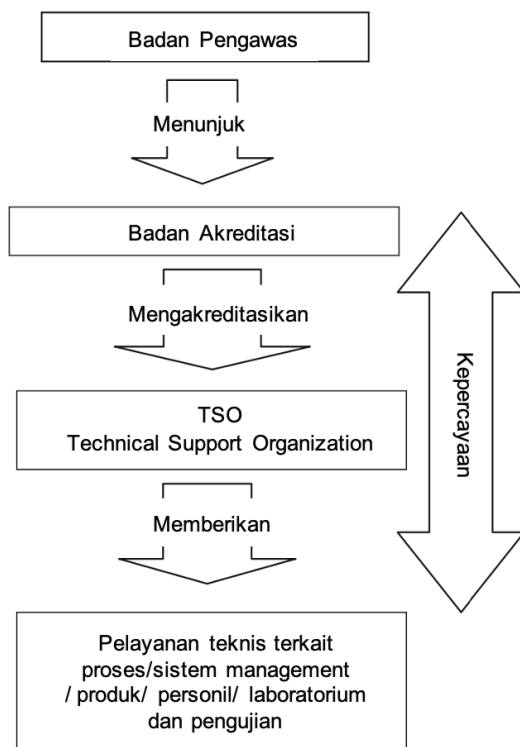
| Rezim Pengawasan X | Sistem Metrologi Nasional/Sistem Penilaian Kesesuaian Nasional | | | | Rezim Pengawasan Y |
|--|--|---------------------------|----------|------------------------------------|-----------------------|
| Otoritas Pengawas | Diketahui oleh pemerintah | | | | Otoritas Pengawas |
| Struktur Spesifik | | | | | Struktur Spesifik |
| Prosedur otorisasi | | | | | Prosedur otorisasi |
| Peraturan Teknis | Badan Akreditasi | Sistem Metrologi nasional | | Peraturan Teknis | |
| Berdasar Standar | Merujuk Standar Internasional | | | | |
| | LABORATORIUM | | ORGANIK | | Dasar Teknis Tertentu |
| Dasar teknis menggunakan sistem nasional | Kalibrasi | Pengujian | Inspeksi | Kegiatan penilaian kesesuaian lain | |
| | Verifikasi Metrologis | | | | |
| ↓ | | ↓ | | | ↓ |
| Prosedur Tertentu | | | | | Prosedur Tertentu |
| Pemberian Layanan Teknis | | | | | |

Tabel 4: Rezim Pengawasan Berdasar pendekatan teknis oleh Sistem Nasional [6]

| | |
|---|--|
| Otoritas Pengawas | Diketahui oleh pemerintah |
| Struktur Spesifik | |
| Prosedur otorisasi | |
| Peraturan Teknis | Badan Akreditasi / Sistem Metrologi nasional |
| Berdasar Standar Internasional, rekomendasi dan orientasi, etc | |
| Penunjukan | |
| | Akreditasi |
| Dasar Teknis umum (laboratorium, badan penilai kesesuaian, dll) | |
| ↓ | |
| Pemberian Layanan Teknis | |

untuk menangani aspek-aspek seperti jaminan kemampuan hasil (repeatability of results), standar primer dan produksi bahan referensi. Ada juga kebutuhan untuk menetapkan kriteria agar laboratorium tersebut memenuhi syarat agar dapat diterima oleh pihak terkait. Hal ini dilakukan dengan cara menetapkan standar proses yang digunakan untuk manajemen mutu, dan persyaratan dan prosedur untuk menilai kompetensi teknis laboratorium. Program juga ditetapkan untuk perbandingan laboratorium.

Evaluasi sesama (*peer evaluation*) juga kadang dilakukan bila diperlukan. Pembentukan program akreditasi laboratorium, baik untuk pengujian maupun kalibrasi, merupakan pendekatan untuk menyelesaikan masalah penilaian kompetensi laboratorium. Tujuan dari program ini adalah untuk membentuk mekanisme untuk secara resmi mengesahkan kompetensi teknis laboratorium, sehingga meningkatkan kepercayaan pada hasil dan menghindari evaluasi ganda. Oleh karena itu, semua pihak yang berkepentingan dapat menggunakannya dan mengandalkan hasil mereka untuk membuat keputusan. Akreditasi adalah pengesahan



Gambar 2. Ilustrasi Penggunaan Layanan Akreditasi oleh Badan Pengawas [6]

pihak ketiga bahwa organisasi memenuhi persyaratan yang ditentukan dan kompeten untuk melaksanakan tugas tertentu.

Biasanya, ada badan akreditasi untuk setiap sektor di setiap negara. Badan akreditasi ini adalah organisasi independen. Dalam banyak hal, badan akreditasi merupakan organisasi swasta, dan terkadang organisasi publik atau merupakan gabungan partisipasi baik dari negara maupun sektor swasta. Biasanya badan akreditasi ini diakui secara resmi oleh Negara. Badan tersebut harus benar-benar independen dari organisasi yang diakreditasi dan tidak boleh memberikan layanan atau nasihat ahli untuk memfasilitasi akreditasi atau layanan yang disediakan oleh organisasi terakreditasi. Beberapa negara berkembang sedang dalam proses menerapkan sistem akreditasi nasional mereka.

Terdapat beberapa skema yang digunakan di beberapa negara industri dalam penggunaan badan akreditasi dan sistem metrologi nasional. Dalam rezim regulasi X, otoritas regulasi menggunakan sumber daya sistem tersebut. Ia juga memiliki struktur spesifiknya sendiri, dengan prosedur otorisasi dan peraturan teknisnya sendiri, yang sampai batas tertentu didasarkan pada standar teknis. Badan pengawas juga menggunakan layanan yang diberikan oleh organisasi terakreditasi tersebut dalam sistem nasional untuk penyediaan layanan inspeksi dan aktivitas penilaian kesesuaian lainnya. Dalam regulasi rezim Y, tidak ada pengaturan seperti itu, dan otoritas regulasi harus menjalankan semua fungsi teknis. Dalam beberapa kasus, badan pengawas memiliki laboratorium, layanan inspeksi, dan infrastruktur metrologi

sendiri. Ini juga terjadi di beberapa negara untuk kegiatan di sektor nuklir.

Dirangkum dari proses di Negara industri, rezim pengawasan bergerak menuju situasi yang ditunjukkan pada **Tabel 1**. Tren ini dapat dilihat di berbagai sektor seperti kesehatan, tenaga kerja, pertanian dan kedirgantaraan. Jenis solusi ini menghindari duplikasi struktur dan mengoptimalkan penggunaan sumber daya yang tersedia, dengan lebih fokus pada aktivitas inti regulator dan penggunaan penyedia layanan khusus yang lebih rasional. Ini juga memungkinkan penggunaan referensi internasional secara maksimal dan promosi pengakuan multilateral. Di negara berkembang khususnya, solusi ini memaksimalkan penggunaan sumber daya teknis yang langka. **Tabel 2** menunjukkan artikulasi elemen kualifikasi dalam kegiatan penilaian kesesuaian.

3.3 Rekomendasi Proses Sertifikasi di Indonesia

Pengkualifkasian pekerja TSO dengan lingkup bidang yang luas memerlukan kemampuan khusus yang melibatkan personel khusus, infrastruktur, sumber daya, dan teknik. Kegiatan TSO tidak hanya memberikan penilaian teknis tapi juga kegiatan lain, mulai dari metrologi dan penilaian kesesuaian melalui pelatihan dan kualifikasi personel, partisipasi dalam penetapan standar, kesiapan dan tanggap darurat, dan litbang.

Dari penjelasan di atas, dapat diusulkan beberapa opsi untuk kualifikasi pekerja TSO. Pilihan pertama adalah regulator yang bertugas melaksanakan kualifikasi. Untuk tujuan ini, organisasi harus menetapkan struktur khusus yang sesuai. Dalam pilihan ini, regulator akan memiliki kendali yang kuat atas mekanisme kualifikasi; akan tetapi di sisi lain, opsi ini akan menghabiskan sumber daya dan perhatian yang signifikan.

Pilihan kedua adalah menggunakan semacam evaluasi peer atau pengakuan formal oleh akademisi. Alternatif ini mungkin memiliki beberapa keterbatasan, karena proses semacam ini bukan merupakan bagian dari kegiatan utama universitas dan litbang.

Pilihan ketiga adalah mengikuti praktik sektor industri dan menggunakan, jika memungkinkan, kompetensi yang tersedia dalam metrologi dan sistem penilaian kesesuaian sejauh yang sesuai untuk organisasi yang memenuhi syarat melalui akreditasi yang digabungkan dengan mekanisme penunjukan. Tentunya tidak semua aktivitas yang disediakan TSO berada di bidang metrologi dan penilaian kesesuaian. Namun demikian, prinsip dan mekanisme akreditasi dapat diterapkan, dan tidak sulit bagi badan akreditasi untuk menyesuaikan prosedurnya dengan semestinya.

Pilihan yang pertama dapat dikembangkan dengan menggunakan mekanisme akreditasi yang digunakan oleh badan akreditasi nasional yang dikombinasikan dengan mekanisme penunjukan. Sementara dalam kasus lain, bisa dikembangkan proses kualifikasi tertentu secara ketat dalam kerangka organisasi pengatur yang ditunjukkan dalam **Gambar 2**.

Bila membandingkan antara **Gambar 1 dan 2**, secara umum sudah seirama. Namun, berdasarkan peraturan

perundangan di Indonesia maka hanya BNSP yang memiliki wewenang untuk memberikan sertifikasi profesi. Badan Pengawas dalam hal ini bertindak sebagai Instansi Teknis yang akan berkoordinasi/dan memfasilitasi otoritas teknis tertentu. Sesuai penjelasan bahwa Instansi Teknis adalah Kementerian atau lembaga pemerintah non kementerian pembina sektor atau kategori lapangan usaha yang memiliki otoritas teknis dalam menyelenggarakan urusan pemerintah di sektor atau kategori lapangan usaha tertentu [15]

Dalam banyak hal, perlu perhatian khusus dalam proses kualifikasi, seperti kemandirian TSO, mekanisme untuk menghindari konflik kepentingan, keberlanjutan TSO, sifat kepemilikan informasi teknis atau evaluasi kegiatan litbang dan jaminan bahwa layanan TSO tidak terganggu.

Hal tersebut dapat diatasi dalam proses akreditasi melalui pemilihan kriteria yang tepat untuk pemberian akreditasi. Beberapa masalah akan ditangani secara lebih konsisten dengan menggunakan proses penunjukan.

Kriteria dapat ditentukan dan ditetapkan atas dasar persyaratan yang tepat untuk memastikan independensi TSO, baik secara organisasi maupun dalam hal prosedur dan personel yang digunakan. Hal yang sama berlaku untuk perlakuan pengungkapan informasi teknis kepada pelanggan, regulator, dan masyarakat umum. Kriteria juga dapat mencakup ketentuan untuk menunjukkan keberlanjutan TSO dan untuk pemisahan yang jelas antara layanan teknis yang disediakan dan aktivitas lain seperti litbang.

Penyusunan kriteria sebaiknya mengikuti standar dan pedoman internasional yang dikembangkan untuk akreditasi dan melengkapinya dengan persyaratan khusus yang berlaku untuk sektor nuklir. Pendekatan ini berkontribusi pada penggunaan dasar teknologi umum dan memfasilitasi pelaksanaan proses kualifikasi, menggunakan pengetahuan dan pengalaman yang terkumpul, memanfaatkan pengalaman di sektor lain dan meningkatkan kemungkinan berbagi pengalaman dan memfasilitasi perbandingan internasional.

Berdasarkan pengalaman negara pengoperasi, TSO digunakan tidak hanya oleh otoritas pengawas nuklir tetapi juga oleh otoritas pengawas lainnya, seperti instansi yang bertanggung jawab atas lingkungan, kesehatan, atau keselamatan industri. Oleh karena itu, penggunaan dasar teknis umum untuk kualifikasi akan memudahkan penggunaan TSO oleh beberapa otoritas pengawas dengan tingkat kepercayaan yang sesuai. Dengan demikian, dimungkinkan untuk membuat jaringan lembaga yang didedikasikan untuk pengujian, kalibrasi dan inspeksi, semua terakreditasi di bawah sistem yang sama, dan lembaga ini dapat digunakan oleh beberapa otoritas pengatur (misalnya kesehatan, tenaga kerja, pertanian, lingkungan, nuklir, pertahanan). Pendekatan ini telah diadopsi oleh sektor nuklir di Prancis [6].

Dengan demikian, metode akreditasi yang digabungkan dengan pertimbangan peruntukan dapat menjadi alat yang berguna untuk menghindari duplikasi upaya dan untuk mempromosikan penggunaan sumber daya secara rasional. Hal itu juga merupakan cara cerdas untuk menghadapi tantangan dalam mengoptimalkan penggunaan sumber daya dan infrastruktur teknologi yang langka, terutama bagi negara-negara yang kurang berkembang. Dari sudut pandang

regulator, ini bisa menjadi solusi yang menarik, karena memungkinkan tetap fokus pada fungsi esensial regulator dan menghindari keharusan untuk menjadi kompeten di setiap bidang.

4 Kesimpulan

Sertifikasi adalah sarana untuk meningkatkan kredibilitas TSO, karena berkaitan dengan banyak elemen yang mendukung kredibilitas. Kualifikasi merupakan aktivitas khusus yang membutuhkan infrastruktur, personel, dan prosedur yang tepat. Kualifikasi harus difokuskan pada pengakuan formal kompetensi teknis TSO dan harus menangani masalah-masalah yang relevan terkait dengan kredibilitas TSO, seperti kemandirian, transparansi, keberlanjutan, dan penghindaran konflik kepentingan. Dalam pengembangan mekanisme sertifikasi, organisasi pengambil keputusan dapat memperoleh manfaat dari penggunaan layanan akreditasi yang telah dikembangkan di sektor lain, dikombinasikan dengan mekanisme peruntukan oleh otoritas pengawasan. Pelaksanaan mekanisme sertifikasi harus mempertimbangkan penggunaan dasar teknis umum yang sudah ada dan menggunakan standar dan panduan internasional sejauh yang sesuai.

Usulan rekomendasi proses sertifikasi diatas dapat memberikan gambaran bagi pengambil kebijakan untuk segera ditetapkan karena tenaga atau pekerja terampil dengan sertifikasi profesi ketenaganukliran adalah mendesak untuk meningkatkan daya saing global.

Indonesia telah memiliki skema sertifikasi profesi yang tertata dengan baik, dengan dukungan payung hukum yang jelas, maka diperlukan koordinasi dan komitmen antara stakeholder teknis terkait untuk menciptakan lembaga sertifikasi yang dapat memberikan sertifikasi ketenaganukliran yang baik sehingga terbangun industri nuklir yang selamat dan aman.

Ucapan Terimakasih

Penulis mengucapkan terimakasih kepada anggota tim pengkaji dari P2STPIBN BAPETEN yang telah membantu terbitnya Laporan Hasil Kajian (LHK) Kajian Identifikasi Pendukung Teknis (TS) dalam Pembangunan dan Pengoperasian Instalasi Nuklir. LHK tersebut menjadi dasar pembuatan makalah ini

Daftar Pustaka

- [1] Laporan Hasil Kajian (2020) Identifikasi Pendukung Teknis (TS) dalam Pembangunan dan Pengoperasian Instalasi Nuklir, P2STPIBN BAPETEN, Jakarta.
- [2] ASEAN Economic Community Blueprint 2025 (2015) ASEAN Secretariat, November, Jakarta.
- [3] Manning, Chris dan Haryo Aswicahyono (2012) Perdagangan Bidang Jasa dan Ketenagakerjaan, ILO, Jakarta.

- [4] IAEA NS-G.2.8 (2002) Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants, Vienna.
- [5] IAEA Nuclear Energy Series NP-T- 3.28 (2018) Technical Support to Nuclear Power Plants and Programmes, Vienna.
- [6] Pinto de Abreu, J.A.A.K. (2007) Qualification of TSO – Some Ideas for Discussion, Proceedings of an International Conference on Challenges Faced by Technical and Scientific Support Organizations in Enhancing Nuclear Safety, Aix-en-Provence, 23-27 April, France.
- [7] Undang Undang No. 20 (2003) Sistem Pendidikan Nasional, Jakarta, 2003.
- [8] IAEA GSG No. 12 (2018) Organization, Management and Staffing of the Regulatory Body for Safety, Vienna.
- [9] Suparman (2020) TSO pada Kegiatan Penerapan Energi Nuklir di Indonesia, Presentasi dalam Rapat Koordinasi P2STPIBN-BAPETEN, Oktober 14, Jakarta,
- [10] Pedoman BNSP 201 (2014) Persyaratan Umum Lembaga Sertifikasi Profesi, Jakarta.
- [11] Peraturan Presiden Republik Indonesia Nomor 8 Tahun 2012 (2012) Tentang Kerangka Kualifikasi Nasional Indonesia
- [12] Inda Mapiliandari, Pelaksanaan Sertifikasi Kompetensi Kerja (2019) ppt file., Materi pelatihan Badan Nasional Sertifikasi dan Produk, Jakarta
- [13] ISO/IEC 17011:2017 (2017) Conformity assessment – Requirements for accreditation bodies accrediting conformity assessment bodies.
- [14] SNI ISO/IEC 17024:2012 (2012) Persyaratan Umum Akreditasi Lembaga Sertifikasi Person.
- [15] Pedoman BNSP 219- 2012 (2012) Pengembangan Skema Sertifikasi Kerangka Kualifikasi Nasional Indonesia (KKNI).
- [16] Peraturan Badan Nasional Sertifikasi Profesi Nomor: 2/ BNSP/VIII/2017 (2017) Pedoman Pengembangan dan Pemeliharaan Skema Sertifikasi Profesi.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Pemanfaatan Media Sosial oleh Humas Bapeten dalam Mengkomunikasikan Pengawasan Nuklir di Indonesia di Era Pandemi Covid-19 Tahun 2020

Retno Agustyah¹

¹Biro Hukum, Kerja Sama dan Komunikasi Publik, BAPETEN, Jakarta

r.agustyah@bapeten.go.id

ABSTRAK

Dengan adanya kondisi pandemik Covid 19 pada tahun 2020 membuat orang harus menggunakan teknologi komunikasi dalam melaksanakan pekerjaannya, sehingga Humas Bapeten juga menyesuaikan fungsi komunikasinya dengan menggunakan media daring sebagai salah satu saluran komunikasi utama dalam menyampaikan pesan pengawasan ketenaganukliran di Indonesia. Dalam penelitian ini media daring yang dipilih adalah media sosial resmi Bapeten yaitu *facebook*, *twitter* dan *instagram*, karena jenis postingan pemberitaan yang sama dan jumlah pengikut di yang sudah mencapai ribuan orang. Dengan menggunakan metode penelitian kualitatif deskriptif dan studi kasus tunggal, penulis meneliti mengenai komponen dan pelayanan serta tahapan pemanfaatan media sosial pemerintah dengan menggunakan teori *Social Media Based Government* (SMBG). Didapatkan hasil bahwa humas Bapeten menjalankan humas daring, yaitu memanfaatkan media daring sebagai saluran *many to many medium* dalam mengkomunikasikan pengawasan tenaga nuklir di Indonesia. Kemudian media sosial Bapeten sudah menerapkan komponen berbagi, partisipasi, kolaborasi massa, keterbukaan dan pengukuran, sedangkan untuk strategi dan manajemen risiko belum dijalankan. Lalu pada pelayanan dan tahapan SMBG pemanfaatan media sosial Bapeten yang sudah dijalankan yaitu sosialisasi informasi, kolaborasi sosial masal dan transaksi sosial.

Kata kunci: Humas Bapeten, Media Sosial

Short Presentation

ABSTRACT

With the Covid 19 pandemic in 2020, people have to use communication technology in carrying out their work, so that Bapeten's Public Relations also adjust its communications functions by using online media as one of the communication channels in conveying nuclear supervision in Indonesia. In this paper, the chosen online media is Bapeten's official social media namely Facebook, Twitter, Instagram, because the types of news posts are the same and the number of followers has reached thousand of people. By using descriptive qualitative research method and single case study, the author examines the components and services and also the stages of the use of government social media using the Social Media Based Government theory. The results were that Bapeten's Public Relations carried out online public relations which utilizing online media as a channel for many to many medium in communicating the nuclear energy supervision in Indonesia. Then Bapeten's social media has implemented the components of Sharing, Participation, Mass Collaboration, Openness and Measurement; while strategy and risk management have not been implemented. Continued with SMBG services and stages, the use of Bapeten's social media has carried out, namely Information Socialization, Mass Collaboration and Social Transaction.

Keywords: Bapeten's Public Relations, Social Media

1 Pendahuluan

Indonesia sebagai Negara kepulauan yang terdiri dari 34 provinsi dan lebih dari 17 ribu pulau di dalamnya adalah sebuah negara besar dan mempunyai populasi lebih dari 270,20 juta orang [1]. Ketika satu per satu negara di dunia telah terjangkit virus Covid 19, tidak banyak dari kita yang bisa membayangkan bahwa Indonesia akan menjadi bagian dari negara yang terkena pandemik. Tepatnya di tanggal 2 Maret 2020, Presiden Joko Widodo dan Menteri Kesehatan Terawan pada saat itu mengumumkan bahwa terdapat 2 orang warga Indonesia yang terinfeksi Covid-19. Namun, pemerintah meminta masyarakat agar tidak panik. Negara menyatakan komitmennya untuk menanggung seluruh biaya untuk perawatan dan pengobatan [2]. Bermula dari cluster pertama tersebut, jumlah penyintas Covid-19 di Indonesia semakin banyak sehingga mempengaruhi kegiatan perkantoran, sekolah, ekonomi, sosial dan budaya. *Work from home* atau bekerja dari rumah menjadi hal baru bagi pekerja formal dan bahkan informal di Indonesia. Kemudian Presiden melalui Peraturan Presiden No 21 tahun 2020 mengatur mengenai penerapan Pembatasan Sosial Berskala Besar (PSBB).

Badan Pengawas Tenaga Nuklir (Bapeten) sebagai satu-satunya institusi pengawas nuklir di Indonesia, tentunya juga harus menyesuaikan kondisi dengan mematuhi peraturan yang dikeluarkan oleh pemerintah. Beberapa kebijakan yang dikeluarkan adalah Surat Edaran II tentang Antisipasi Penyebaran Wabah Virus Corona (Covid 19) di Lingkungan Bapeten dan Nota Dinas no. 0591/KP 01 04/SET/III/2020 perihal perluasan Ruang Lingkup Pegawai Bekerja dari Rumah (WFH).

Sistem bekerja di lingkungan Bapeten perlahan berubah, banyak pekerjaan yang kemudian dilakukan di rumah. Para pegawai perlahan mulai belajar untuk menggunakan teknologi informasi, tak terkecuali pegawai di Kelompok Fungsi Komunikasi Publik (selanjutnya disebut humas atau *public relations*) yang berada di bawah Biro Hukum, Kerja Sama dan Komunikasi Publik. Pada dasarnya, fungsi dasar dari humas adalah menghubungkan antara organisasi dengan publik dengan menggunakan berbagai alat komunikasi, sehingga dapat membangun citra suatu organisasi. Ketika fungsi ini gagal, maka publik tidak akan percaya kepada organisasi. Namun sebaliknya jika fungsi ini berhasil maka publik akan percaya dan mendukung keberadaan organisasi. Kemudian dengan adanya internet, humas mempunyai tantangan baru, yaitu harus selalu mengikuti perkembangan teknologi, mampu menanggapi tuntutan transparansi, berurusan dengan pemain media baru yang dapat langsung berkomunikasi dengan pemangku kepentingan organisasi dan mewakili organisasi di lingkungan media baru [3].

Dalam menghadapi situasi pandemik Covid 19 ini, Humas Bapeten berusaha untuk memaksimalkan penggunaan media sosial sebagai salah satu alat untuk menyampaikan informasi kepada masyarakat melalui saluran *facebook* dengan pengikut lebih dari 9,8K, *twitter* dengan pengikut 8,6K dan *instagram* dengan pengikut 16,1K. Dengan jumlah pengguna media sosial sebanyak 170 juta di Indonesia, yang rata-rata menghabiskan waktu 3 jam 14 menit [4] di *platform* tersebut, bukan tidak

mungkin bahwa media sosial ini menjadi kekuatan baru sebagai jembatan penghubung antara instansi pemerintah dengan publik. Apalagi dengan tema pengawasan nuklir tentang budaya keselamatan, keamanan nuklir, proses pelayanan di Bapeten yang harus disebarluaskan secara massif dalam skala nasional, maka media sosial adalah salah satu saluran terbaik yang bisa dimanfaatkan. Informasi dalam genggaman adalah potensi sekaligus tantangan yang harus dihadapi oleh humas. Secara sederhana kita dapat mengartikan bahwa media adalah alat yang kita gunakan untuk terhubung dengan sesama manusia, sedangkan sosial yaitu kebutuhan naluri manusia untuk terhubung dengan manusia lain. Jadi media sosial adalah alat bagi manusia untuk bersosialisasi [5].

Menurut penelitian yang telah dilakukan oleh Baruah mengenai efektivitas media sosial sebagai alat komunikasi, ternyata banyak kelebihan yang didapat dari penggunaan media sosial, diantaranya adalah sarana untuk berbagi ide, menjembatani kesenjangan komunikasi, sumber informasi, alat yang penting ketika terjadi krisis dan efektif dari segi biaya serta waktu [6].

2 Tujuan

Makalah ini bertujuan untuk mengetahui komponen dan konsep tahapan pemanfaatan media sosial yang dilakukan oleh humas Bapeten dalam mengkomunikasikan pengawasan nuklir di era pandemik Covid 19 pada periode April – Desember 2020.

3 Metode Penelitian

Penulis akan menggunakan metode penelitian kualitatif deskriptif dengan menggunakan studi kasus tunggal [7] dengan objek pemanfaatan media sosial oleh Humas Bapeten dan periode waktu penelitian yaitu pada bulan April sampai dengan Desember 2020. Media sosial yang dipilih adalah yang berjenis jejaring sosial yaitu *instagram*, *facebook* serta *twitter* Bapeten yang sudah terverifikasi atau bercentang biru.

Paradigma yang digunakan adalah postivisme dimana paradigma ini menganggap realitas sosial yang terjadi bersifat empirik dan dapat diobservasi secara nyata dan dibuktikan secara ilmiah.

Penentuan sampling informan adalah sampling bertujuan dan penelitian ini akan menggunakan data primer berupa wawancara kepada manajemen pengelola media sosial Bapeten dan data sekunder berupa dokumentasi postingan konten media sosial.

4 Teori

4.1 Humas

Berdasarkan teori, ada beberapa pengertian mengenai *public relations* atau humas menurut para ahli, di antaranya adalah sebagai berikut [3]:

Humas adalah fungsi manajemen dalam membangun dan memelihara hubungan baik antara organisasi dan publik yang bersifat saling menguntungkan. Sehingga dari sini akan terlihat keberhasilan atau kegagalan dalam berkomunikasi.

Kemudian Harlow menyatakan bahwa humas merupakan fungsi manajemen khusus yang membangun dan memelihara jalur komunikasi antara organisasi dan publik yang melibatkan pengelolaan isu, membaca informasi, tren dan perubahan di masyarakat. Sehingga pada akhirnya humas ini dapat membantu organisasi untuk melayani kepentingan publik dengan teknik komunikasi yang tepat.

Dalam kaitannya dengan teori di atas, humas di Bapeten sebenarnya merupakan bagian yang tidak terpisahkan dari manajemen, karena berada pada tingkatan Koordinator Fungsi Komunikasi Publik. Namun posisi ini bukanlah posisi yang strategis, karena kedudukannya tidak dekat dengan pimpinan tertinggi lembaga. Hal ini berpengaruh terhadap kebijakan yang dikeluarkan oleh lembaga untuk publik yang terkesan lama karena harus melalui sistem birokrasi yang berstruktur.

4.2 Social Management Based Government (SMBG)

Media sosial didefinisikan sebagai alat teknologi yang berbasis internet yang dapat digunakan untuk membuat dan melakukan pertukaran konten yang dibuat oleh pengguna. Dan dalam prosesnya pengguna media sosial ini dapat membangun beberapa hal diantaranya adalah identitas, percakapan, konektivitas, hubungan, reputasi, komunitas serta berbagi konten [8].

Dapat diartikan di sini bahwa media sosial adalah sarana yang memungkinkan kita untuk menjadi kreatif dan bertukar informasi. Kemudian bagaimana dengan media sosial yang digunakan oleh pemerintah? Ada suatu istilah *Social Media Based Government* (SMBG) yang juga dikemukakan oleh Khan, yaitu:

SMBG ini bukan hanya membangun kehadiran media sosial pemerintah saja, namun lebih dari itu, adanya kebutuhan budaya untuk Berbagi (S), Transparansi (T), Keterbukaan (O) dan Kolaborasi (C) selanjutnya disebut STOC [8].

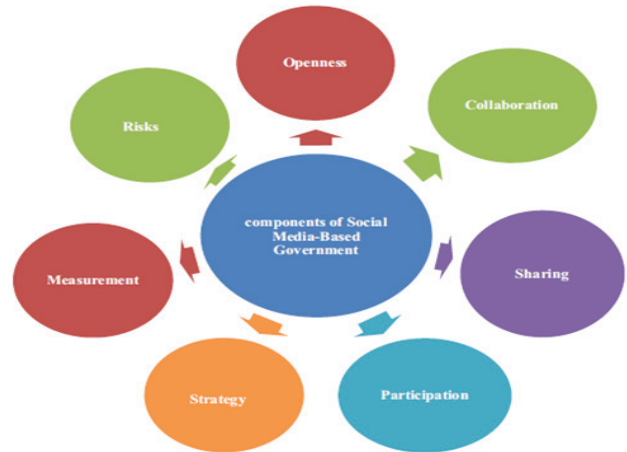
Dari sini kita bisa katakan bahwa pemerintah sudah harus mulai mempertimbangkan media sosial sebagai alat yang strategis untuk melayani masyarakat, tetapi di satu sisi juga harus membangun budaya STOC.

5 Hasil dan Pembahasan

Penelitian dilakukan di Humas BAPETEN pada periode April – Desember 2020, di mana ini merupakan tahun pertama Covid 19 melanda Indonesia. Informasi didapatkan dari informan Koordinator Komunikasi Publik dan dokumentasi monitoring media sosial Bapeten yaitu *twitter*, *instagram* dan *facebook*.

5.1 Humas Bapeten

Humas Bapeten dalam fungsi manajemennya, untuk membangun dan menjaga hubungan yang baik dengan publik,



Gambar 1. Komponen SMBG

menggunakan media daring sebagai alat komunikasi. Mereka diantaranya aktif menggunakan media berbasis internet yaitu web di *bapeten.go.id* dan media sosial *facebook*, *twitter* dan *instagram*. Namun, web tidak didesain khusus untuk melakukan komunikasi dua arah kepada publik. Sedangkan untuk media sosial, humas Bapeten secara aktif memanfaatkannya untuk memberikan informasi kepada publik, dan keuntungannya dari sini adalah bisa mendapatkan tanggapan yang sangat beragam. Pada titik ini dapat diartikan bahwa humas Bapeten mengerti konsep baru dalam berkomunikasi yang efektif sehingga komunikasi *many to many* terwujud dan yang menjadi catatan penting adalah mereka berupaya tidak melakukan kesalahan dalam ruang yang berbasis internet.

5.2 SMBG

Konsep penelitian yang dijadikan pedoman dalam artikel ini adalah mengenai humas yang menjalankan *Social Media Based Government* (SMBG) serta dilengkapi oleh peraturan dari *General Safety Guide* (GSG) 6 *International Atomic Energy Agency* (IAEA) sebagai prinsip komunikasi badan pengawas nuklir.

Pada prinsipnya, pada masa pandemik Covid 19 di periode April-Desember 2020 humas Bapeten sudah menjalankan SMBG dengan mengacu pada budaya STOC. Dari 7 komponen STOC yaitu Berbagi, Partisipasi, Kolaborasi Massa, Keterbukaan, Pengukuran, Strategi dan Manajemen Risiko.

Berdasarkan informasi yang diperoleh dari informan dan dokumentasi monitoring media sosial, konsep STOC di media sosial Bapeten sudah dilakukan pada beberapa komponen yaitu:

1. Berbagi: pemanfaatan *facebook*, *twitter* dan *instagram* Bapeten sebagian besar mendiseminasikan informasi berupa infografis yang terdiri dari 2 jenis informasi yaitu:
 - a. Informasi pengawasan ketenaganukliran diantaranya penyusunan regulasi ketenaganukliran, kegiatan perizinan fasilitas pemanfaat tenaga nuklir, maupun kegiatan inspeksi di saat pandemik Covid 19 yang mengedepankan protokol kesehatan.
 - b. Kegiatan yang tidak berkaitan langsung dengan pengawasan, antara lain kegiatan yang berhubungan dengan Reformasi Birokrasi, Sertifikasi ISO,

Tabel 1: Data Jumlah Postingan Media Sosial Bapeten

| Bulan (2020) | Jumlah postingan |
|--------------|------------------|
| April | 9 |
| Mei | 19 |
| Juni | 17 |
| Juli | 21 |
| Agustus | 16 |
| September | 25 |
| Oktober | 31 |
| November | 21 |
| Desember | 14 |

memperbarui korban Covid 19, tips menghindari Covid 19, gerakan memakai masker.

Dengan menganut pesan yang bersifat edukatif, aktual dan bersifat independensi, berbagi informasi ini sesuai dengan strategi IAEA [9] yaitu mengenai ketersediaan informasi, dimana wajib bagi Badan Pengawas untuk terus menyajikan informasi bagi publik dengan mengedepankan independensi akan keselamatan pemanfaatan nuklir.

- Partisipasi: Humas Bapeten tidak pernah mematikan kolom komentar, sehingga memberikan kesempatan kepada masyarakat untuk berpartisipasi baik dengan memberikan respon berupa suka, membagikan kembali postingan, mengemukakan tanggapan maupun masukan. Dalam periode bulan April-Desember 2020 komentar yang masuk ke media sosial Bapeten tidak ada yang berintonasi negatif dan untuk beberapa kegiatan pelatihan

pun dibagikan kembali oleh para pengikut (data detail lihat di bagian pengukuran). Kemudian seringkali, ada pesan yang langsung disampaikan ke humas Bapeten untuk menanyakan dan memberi informasi di lapangan. Tentunya partisipasi daring di masa pandemik ini sangat bermanfaat bagi Bapeten untuk meningkatkan pengawasan ketenaganukliran.

- Kolaborasi massa: secara teoritis hal ini mengandung pengertian kerjasama antara instansi dan publik untuk meraih tujuan tertentu melalui saluran media sosial. Inilah yang terjadi di pada periode April-Desember 2020 dimana publik membantu memberikan informasi melalui media sosial tentang pemanfaatan tenaga nuklir di lapangan, yang selanjutnya diteruskan humas ke unit kerja terkait untuk menjadi bahan pengambilan keputusan/kebijakan.
- Keterbukaan: komponen ini secara aktif dijalankan oleh humas Bapeten dengan tidak mengunci akun dan membuka akses kepada siapapun untuk memperoleh informasi melalui media sosial. Hal ini sejalan dengan prinsip IAEA [9] yaitu transparansi and keterbukaan sehingga dapat membangun kepercayaan publik kepada lembaga.
- Pengukuran: Pada periode penelitian humas Bapeten sebenarnya sudah melakukan pengukuran aktivitas media sosial namun dilakukan secara manual, artinya dengan melihat posting informasi dan respon terhadap informasi tersebut. Lalu, monitoring bisa dilakukan juga dengan menggunakan alat yang disediakan oleh platform media sosial bersangkutan. Tabel 1-4 menyampaikan data-datanya.

Tabel 2: Data Respon Media Sosial Facebook

| Bulan (2020) | Judul postingan dengan aktivitas terbanyak di Facebook | Jangkauan | Suka | Posting ulang | Jumlah dan komentar |
|--------------|---|-----------|------|---------------|---------------------|
| April | Kebijakan Pelaksanaan Perizinan Bapeten Akibat Wabah Covid-19 | 1355 | 25 | 9 | Tidak ada komentar |
| Mei | Hut Bapeten ke 22 | 746 | 25 | 3 | 5 positif |
| Juni | Pelatihan Online Proteksi & Kes Radiasi (PKR) | 2700 | 34 | 9 | 11 netral |
| Juli | Maklumat Pelayanan Perizinan Bapeten | 1141 | 45 | 4 | Tidak ada komentar |
| Agustus | Penandatanganan Kesepakatan Bersama antara BAPETEN dengan UI | 1003 | 16 | 2 | Tidak ada komentar |
| September | Verifikasi Perizinan Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor | 985 | 26 | 1 | Tidak ada komentar |
| Oktober | Diseminasi Pedoman Pengukuran Paparan Radiasi di Fasilitas | 1138 | 16 | 4 | Tidak ada komentar |
| November | Penyegaran Tambahan PPR Bidang Industri dan Medik | 1110 | 26 | 2 | 6 netral |
| Desember | Pemberitahuan Penyegaran PPR Tahun 2021 | 2888 | 37 | 17 | 13 netral |

Tabel 3: Data Respon Media Sosial Instagram

| Bulan (2020) | Judul postingan dengan aktivitas terbanyak di Instagram | Jangkauan | Suka | Jumlah dan nada komentar |
|--------------|---|-----------|------|--------------------------|
| April | Surat Edaran Kepala BAPETEN | 3555 | 176 | 1 positif |
| Mei | Anugerah Bapeten | 4150 | 126 | 3 positif |
| Juni | Pelatihan Online PKR | 5376 | 295 | 24 netral |
| Juli | Repost BKN: SKB CPNS | 3324 | 96 | 2 positif |
| Agustus | Pendaftaran Ulang Peserta SKB CPNS BAPETEN Formasi 2019 | 4275 | 119 | 2 positif |
| September | Talkshow lagi kitaaaa... | 3726 | 162 | 3 netral |
| Oktober | Manteen..Mau tau metode pengukuran paparan radiasi? | 5267 | 201 | 9 positif |
| November | Seleksi Terbuka Jabatan Pimpinan Tinggi | 6482 | 231 | 5 netral |
| Desember | Verifikasi Perizinan Radioterapi RSUD NTB | 3566 | 256 | Tidak ada komentar |

Tabel 4: Data Respon Media Sosial *Twitter*

| Bulan (2020) | Judul postingan dengan aktivitas terbanyak di <i>Twitter</i> | Jangkauan | Retweet | Suka | Balasan dan nada balasan |
|--------------|---|-----------|---------|------|--------------------------|
| April | Berjemur untuk hindari Covid-19 | 1685 | 1 | 4 | 1 – positif |
| Mei | Guys, udah pada tau blm sih BAPETEN itu tugasnya ngapain aja? | 2609 | | 10 | 3 – netral |
| Juni | Hari Anti Narkoba | 875 | 2 | 5 | - |
| Juli | Waspada Penyebaran Covid 19 | 748 | 1 | 1 | - |
| Agustus | Pendaftaran Ulang Seleksi CPNS | 993 | - | 5 | - |
| September | Kunjungan Kerja BAPETEN ke Poltekkes Semarang | 646 | 1 | 1 | - |
| Oktober | Deklarasi Status Clearance Perum Batan Indah Serpong | 1407 | 4 | 2 | - |
| November | Selamat HUT KORPRI ke 49 | 3046 | | 1 | - |
| Desember | 11th Annual Meeting - Asia Pacific Safeguards Network (APSN) has been successfully held online. | 2617 | 1 | 4 | - |

Dapat dilihat bahwa masa bulan April, humas Bapeten hanya memposting 9 konten karena imbas dari Covid 19 yang meniadakan kegiatan tatap muka pengawasan ketenaganukliran. Lalu perlahan pada Mei sampai dengan Desember 2020 jumlah postingan terlihat lebih banyak dan menyesuaikan dengan informasi pelayanan dan pengawasan ketenaganukliran dalam kondisi Covid 19 seperti webinar, kebijakan perizinan dan inspeksi daring.

Kemudian dilihat dari segi jangkauan, tanggapan suka dan berbagi kembali, pengikut Bapeten di *facebook* dan *instagram* lebih cenderung merespon postingan pengumuman bertema perizinan, pelatihan, seleksi jabatan dan diseminasi informasi pengukuran radiasi. Sedangkan untuk *twitter* memiliki tren yang berbeda, pengikut lebih memiliki respon terhadap kegiatan yang bersifat bukan pengumuman seperti HUT Korpri, penyelenggaraan APSN dan video tentang tugas Bapeten.

Dua komponen STOC lainnya yaitu strategi dan manajemen risiko belum sepenuhnya dilakukan oleh Humas Bapeten karena postingan media sosial hanya dijalankan secara rutinitas biasa dengan cara membuat konten sendiri atau mendapatkan kiriman konten dari unit kerja lainnya berdasarkan kegiatan yang mereka adakan.

Selanjutnya, dalam teori SMBG terdapat pelayanan dan tahapan dalam pemanfaatan media sosial yaitu sosialisasi informasi, kolaborasi sosial masal dan transaksi sosial [8]. Berikut adalah hasil analisis pada objek media sosial Bapeten:

1. Sosialisasi informasi; merupakan konsep penggunaan media sosial untuk tujuan memberikan informasi dan meningkatkan kesadaran masyarakat sehingga memungkinkan mereka untuk memonitor dan berpartisipasi dalam kegiatan terkait pemerintah.
2. Pada tahapan ini, media sosial Bapeten sudah melakukan sosialisasi informasi pada masa pandemik dengan beberapa konten antara lain mengenai cara menghindari penyakit Covid 19, Surat Edaran Kepala Bapeten tentang pelayanan publik pada masa pandemik, kontak daring Bapeten, adanya kegiatan *rapid test* sebelum perjalanan dinas, serta kegiatan luring lainnya yang mengedepankan protokol kesehatan.
3. Kolaborasi sosial masal; menggunakan kolaborasi kekuatan media untuk mengumpulkan massa. Biasanya dalam tahap

ini media sosial adalah alat untuk mendorong kolaborasi massa antar pemerintah, masyarakat dan bisnis di tingkatan yang berbeda-beda. Contohnya yaitu *crowdsourcing*, peraturan, penegakan hukum dan kolaborasi antar agensi.

4. Dengan adanya momen pandemik, membuat media sosial dapat bermanfaat untuk mengumpulkan massa secara daring dalam kegiatan webinar, pengisian Laporan Keselamatan Fasilitas secara daring untuk keperluan Anugerah Bapeten, Konsultasi Publik tentang regulasi, kegiatan konsultasi perizinan melalui aplikasi zoom, seminar daring, konferensi pers daring dan lainnya.
5. Transaksi Sosial; menyediakan layanan daring yang berwujud melalui media sosial.
6. Untuk tahapan ini, media sosial Bapeten melayani pertanyaan atau pengiriman pesan langsung yang ditujukan melalui kotak pesan dan komentar di masing-masing tayangan.

6 Kesimpulan

Berdasarkan hasil dari analisis mengenai pemanfaatan media sosial Bapeten dalam mengkomunikasikan pengawasan nuklir pada masa pandemik Covid 19 di periode April-Oktober 2020 yang meliputi *facebook*, *twitter* dan *instagram* didapatkan kesimpulan bahwa:

1. Humas Bapeten sudah melakukan komunikasi secara efektif dengan menjalankan fungsi humas daring, dimana mereka memanfaatkan media berbasis internet sebagai *many to many medium* untuk menyebarluaskan informasi dari instansi kepada publik secara luas. Pemanfaatan media sosial khususnya, merupakan langkah bagi Humas Bapeten untuk menjalin hubungan baik dengan publik pada masa Covid 19.
2. Dengan menggunakan teori *Social Media Based Government* (SMBG), komunikasi pengawasan nuklir yang dilakukan Humas Bapeten sudah menerapkan komponen berbagi, partisipasi, kolaborasi massa, keterbukaan dan pengukuran. Namun untuk komponen strategi dan manajemen risiko humas Bapeten belum sepenuhnya menjalankannya. Dari hasil pembahasan ditemukan bahwa humas hanya menjalankan rutinitas harian biasa tanpa ditemukan

adanya peraturan secara tertulis yang mengatur strategi pengelolaan media sosial masa pandemik. Begitu pula dengan komponen manajemen risiko berupa identifikasi risiko, pengujian, mitigasi dan evaluasi dari data yang ada, belum dilakukan oleh Humas Bapeten.

3. Komponen SMBG ini pun sejalan dengan aturan yang dikeluarkan IAEA dalam GSG 6 IAEA dimana Badan Pengawas harus memegang beberapa prinsip diantaranya ketersediaan informasi, transparansi dan keterbukaan serta independensi.
4. Media sosial Bapeten sudah menjalankan pelayanan dan tahapan SMBG yaitu sosialisasi informasi, kolaborasi sosial masal dan transaksi sosial.

Ucapan Terima Kasih

Penulis mengucapkan terima kasih kepada rekan-rekan di Komunikasi Publik Bapeten karena sudah bersedia untuk meluangkan waktunya dan memberikan informasi sebagai dasar data bagi penulis untuk menganalisis komponen dan tahapan pemanfaatan media sosial yang dilakukan oleh humas Bapeten pada masa pandemik Covid periode April-Desember 2020.

Daftar Pustaka:

- [1] [https://setkab.go.id/hasil-sensus-penduduk-2020-bps-meski-lambat-ada-pergeseran penduduk-antarpulau/](https://setkab.go.id/hasil-sensus-penduduk-2020-bps-meski-lambat-ada-pergeseran-penduduk-antarpulau/)
- [2] <https://indonesia.go.id/narasi/indonesia-dalam-angka/ekonomi/kasus-Covid-19-pertama-masyarakat-jangan-panik>
- [3] Glen M Broom, Bey Ling Sha, 2013, *Cutlip and Center's Effective Public Relations*, 11th Edition, Pearson Education Limited, USA.
- [4] <https://tekno.kompas.com/read/2021/02/24/08050027/riset-ungkap-lebih-dari-separuh-penduduk-indonesia-melek-media-sosial>
- [5] Lon Safko, 2012, *The Social Media Bible, Tactics, Tools and Strategies for Business Success*, 3rd Edition, John Wiley & Sons Inc., Canada.
- [6] Trisha Dowerah Baruah, 2012, Effectiveness of Social Media as a Tool of Communication and Its Potential for Technology Enabled Connection: A Micro Level Study, *International Journal of Scientific and Research Publication*, Volume 2.
- [7] Michael Quinn Patton, 2015, *Qualitative Research & Evaluation Methods*, 4th Edition, Sage Publications, California,.
- [8] Gohar F. Khan, "Social Media for Government: A Practical Guide to Understanding, and Managing Social Media Tools in Public Sphere", Springer, Singapore, 2017.
- [9] General Safety Guides 6 IAEA, "Communication and Consultation with Interested Parties by the Regulatory Body", Vienna, 2017.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Pembelajaran dari Proses Evaluasi dan Penilaian Dokumen Perpanjangan Izin Operasi Reaktor Nondaya terhadap Usulan Amandemen Peraturan Terkait Manajemen Penuaan

Rahmat Edhi Harianto¹ dan Budi Rohman¹

¹Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir BAPETEN, Jakarta

r.eharianto@bapeten.go.id

ABSTRAK

Pengoperasian reaktor riset yang menua secara selamat di seluruh dunia terus menjadi perhatian bagi operator reaktor riset, badan pengawas, dan masyarakat. Data tahun 2014 menunjukkan 70% dari 247 reaktor riset beroperasi saat itu telah beroperasi lebih dari 30 tahun dimana sekitar 55% beroperasi melebihi umur desain. Konsekuensinya, penuaan struktur, sistem, dan komponen (SSK) ini akan berdampak pada keselamatan dan ketersediaan reaktor riset untuk terus beroperasi, dimana kegagalan SSK khususnya pada reaktor riset yang menghasilkan produksi isotop telah menjadi salah satu penyebab utama insiden yang dilaporkan pada sistem pelaporan insiden reaktor riset. Telah dilakukan suatu studi berdasarkan pustaka mengenai praktik perpanjangan izin operasi dari regulasi internasional, standar IAEA, regulasi Indonesia termasuk pembelajaran dari proses evaluasi dan penilaian dokumen pada saat perpanjangan izin operasi reaktor nondaya. Studi ini perlu dilakukan karena peraturan manajemen penuaan digunakan oleh organisasi pengoperasi dan badan pengawas sebagai panduan dalam pelaksanaan kajian penuaan dan dasar dalam memberikan perpanjangan izin operasi nondaya. Studi ini diharapkan dapat digunakan sebagai salah satu bahan utama dalam amandemen peraturan manajemen penuaan maupun memperbaiki instruksi kerja. Studi menyimpulkan bahwa kegiatan manajemen penuaan memiliki kaitan erat dengan beberapa aspek operasi reaktor seperti perawatan, pengujian dan inspeksi, penilaian keselamatan berkala, kualifikasi peralatan. Hal lain yang perlu diperhatikan adalah kriteria SSK kritis dan konsep analisis penuaan berbasis waktu (*time limited ageing analysis*, TLAA) sebagai model justifikasi seberapa lama perpanjangan izin operasi dapat diberikan oleh badan pengawas.

Kata kunci: evaluasi dan penilaian, manajemen penuaan, reaktor nondaya, SSK kritis.

Short Presentation

1 Pendahuluan

Pengoperasian reaktor riset yang menua secara selamat di seluruh dunia terus menjadi perhatian bagi operator reaktor riset, badan pengawas, dan masyarakat. Data tahun 2014 menunjukkan 70% dari 247 reaktor riset beroperasi saat itu, telah beroperasi lebih dari 30 tahun dimana sekitar 55% melebihi 40 tahun operasi. Konsekuensinya, penuaan struktur, sistem dan komponen (SSK) akan berdampak pada keselamatan dan ketersediaan reaktor riset untuk terus beroperasi, dimana kegagalan SSK khususnya pada reaktor riset yang menghasilkan produksi isotop karena penuaan telah menjadi salah satu penyebab utama insiden yang dilaporkan pada sistem pelaporan insiden reaktor riset [1]. Kemungkinan terulangnya masalah ini tidak dapat dikesampingkan karena pemadaman reaktor yang berkepanjangan dapat menyebabkan kekurangan pasokan radioisotop untuk aplikasi medis dan pada akhirnya menyebabkan kenaikan harga radiosotop.

Kondisi operasi berkontribusi terhadap kegiatan penuaan melalui proses fisik dan kimia yang berpengaruh pada sifat material dan kemampuan fungsi, antara lain karena faktor tegangan dan/atau regangan, temperatur, lingkungan seperti radiasi, kelembaban yang tinggi, kelelahan operasi dan korosi, termasuk perubahan dalam dimensi dan/atau posisi dari suatu bagian dalam sebuah perangkat, pengujian yang berlebihan, maupun desain yang tak sesuai/mencukupi, serta kesalahan pemasangan dan perawatan [2].

SKN 2021

Di samping pengaruh kondisi operasi atau layanan, terdapat beberapa kondisi tak terkait dengan proses fisika dan kimia yang dapat menimbulkan keusangan (*obsolesence*) yang berpengaruh juga pada keselamatan reaktor. Kondisi tersebut diakibatkan karena perubahan teknologi, perubahan syarat keselamatan, keusangan dokumen, serta ketidaksesuaian dan ketidakcukupan desain.

Dasar pertimbangan reaktor nuklir beroperasi melewati umur desain adalah adanya permintaan agar reaktor nuklir dapat dioperasikan lebih lama dengan tetap memprioritaskan keselamatan meskipun kondisi SSK telah mengalami penuaan, dan penghematan biaya yang sangat signifikan bila dibandingkan dengan membangun instalasi.

Keputusan reaktor nuklir beroperasi melewati umur desain berkaitan erat dengan evaluasi dan penilaian dokumen manajemen penuaan dalam permohonan perpanjangan izin operasi. Di Indonesia, regulasi ketenaganukliran yang mengatur manajemen penuaan reaktor nondaya telah tersedia, namun model justifikasi durasi perpanjangan izin operasi dapat diberikan belum diatur secara rinci. Di samping itu, ketentuan dalam lingkup penuaan saat ini terbatas pada proses perubahan karakteristik struktur, sistem, dan komponen sebagai fungsi waktu yang menyebabkan degradasi material namun belum termasuk manajemen keusangan [3].

Indonesia memiliki tiga reaktor nondaya yang masih beroperasi, salah satunya adalah Reaktor Serba Guna GA Siwabessy (RSG-GAS) 30 MW. Penulis memilih reaktor nondaya ini sebagai studi kasus karena telah beroperasi mendekati umur desain, memiliki daya operasi terbesar, kerumitan teknologi dan kompleksitas SSK dibandingkan kedua jenis reaktor nondaya lainnya, dan memproduksi radioisotop secara berkelanjutan, sehingga dapat mewakili reaktor nondaya di Indonesia.

Berdasarkan hal tersebut di atas, serta didasari pengalaman proses evaluasi dan penilaian permohonan perpanjangan izin operasi RSG-GAS 30 MW, maka tujuan penulisan makalah ini adalah untuk melakukan studi pendahuluan yang membandingkan cakupan dan isi dalam Peraturan Kepala (Perka) BAPETEN mengenai manajemen penuaan dengan referensi IAEA, termasuk praktik manajemen penuaan reaktor nuklir di negara lain. Hal ini perlu dilakukan mengingat perka manajemen penuaan digunakan sebagai dasar dalam memberikan perpanjangan izin operasi nondaya. Studi ini diharapkan dapat digunakan juga sebagai salah satu bahan utama dalam melakukan amandemen peraturan manajemen penuaan maupun memperbaiki instruksi kerja evaluasi kajian penuaan.

2 Pokok Bahasan

Metode penulisan adalah studi komparasi regulasi nasional, regulasi IAEA dan praktik internasional dari negara lain, yang didukung dengan praktik pengalaman proses evaluasi dan penilaian permohonan perpanjangan izin operasi RSG-GAS.

2.1 Regulasi Nasional

Saat ini peraturan pelaksanaan dalam bentuk Peraturan Pemerintah (PP) yang merupakan amanah dari Undang-Undang (UU) Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran yang terkait dengan keselamatan reaktor nuklir adalah PP Nomor 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir, PP 2 Tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi dan Pemanfaatan Bahan Nuklir, serta beberapa Perka BAPETEN lainnya. Dalam regulasi-regulasi tersebut, ketentuan pelaksanaan manajemen penuaan dilakukan secara berkala [4,5].

Dalam tataran lebih spesifik pelaksanaan manajemen penuaan diatur dalam Perka BAPETEN Nomor 8 Tahun 2008 tentang Ketentuan keselamatan manajemen penuaan reaktor nondaya. Peraturan ini bertujuan untuk memastikan pelaksanaan tanggung jawab keselamatan oleh pengusaha instalasi nuklir melalui strategi tindakan keselamatan terhadap masalah penuaan dengan sebagai fungsi waktu pada kondisi operasi normal dan kondisi transien yang menyebabkan degradasi material. Namun faktor manajemen keusangan yang berpengaruh pada keselamatan reaktor karena perubahan teknologi, perubahan syarat keselamatan, keusangan dokumen, serta ketidaksesuaian dan ketidakcukupan desain, belum ditetapkan.

2.2 Regulasi IAEA

Pada tahun 2010 dan tahun 2016 IAEA menerbitkan beberapa dokumen yang membahas manajemen penuaan reaktor nondaya. Dokumen referensi [6] menguraikan persyaratan untuk semua bagian penting dari keselamatan reaktor riset dengan penekanan khusus pada persyaratan desain dan operasi termasuk manajemen keusangan, sementara tujuan utama penyusunan dokumen [7] berbeda dari dokumen sebelumnya, dimana manajemen penuaan harus dilakukan pada seluruh siklus hidup reaktor nuklir, mulai dari desain sampai dengan dekomisioning termasuk pada saat pemadaman diperpanjang, berikut tanggung jawab setiap organisasi pada siklus hidup reaktor nuklir tersebut.

Dokumen [7] telah mengatur ketentuan mengenai perpanjangan izin operasi namun panduan dalam dokumen tersebut masih bersifat normatif dan tidak menjelaskan SSK yang menjadi parameter dalam evaluasi manajemen penuaan. Di sisi lain, pada dokumen IAEA manajemen penuaan PLTN [8] telah diatur konsep operasi jangka panjang menggunakan TLAA sebagai satu model untuk menjustifikasi sisa umur komponen, dengan kriteria, antara lain: SSK yang dianalisis pada TLAA tercakup dalam penapisan manajemen penuaan, mempertimbangkan efek penuaan seperti perubahan dimensi, kehilangan karena sifat bahan, ketangguhan, sifat pra-stres, retak, dan sifat dielektrik, dengan menggunakan asumsi berbasis waktu (lama operasi reaktor) yang rinci dan tercantum dalam analisis.

Selanjutnya, TLAA terpilih ini harus dievaluasi dengan menggunakan parameter nilai perkiraan bergantung waktu, misalnya perhitungan fluens neutron pada periode operasi tertentu. Nilai TLAA selanjutnya digunakan untuk

Tabel 1: Skema perpanjangan izin operasi reaktor nuklir

| Pendekatan | Perpanjangan Izin | Penilaian Keselamatan Berkala (PKB) | Kombinasi Perpanjangan Izin dan PKB |
|-----------------------|--|---|---|
| Durasi izin/ waktu | <ul style="list-style-type: none"> - 40 tahun untuk reaktor baru dan dapat diperpanjang hingga 20 tahun. - Tidak ada batasan waktu dalam perpanjangan izin sepanjang beroperasi dengan selamat dan sesuai dengan persyaratan lingkungan. | setiap 10 tahun sehingga maksimal izin 10 tahun. | - |
| Lingkup evaluasi | <ul style="list-style-type: none"> - Dokumen dasar perijinan terkini: - Penilaian instalasi terintegrasi - evaluasi penuaan berbasis waktu - Laporan analisis keselamatan. | Desain instalasi, kondisi terkini SSK, kualifikasi peralatan, penuaan dan keusangan, analisis bahaya, sistem manajemen, kesiapsiagaan nuklir, dan dampak radiologi. | PKB setiap 10 tahun sebagai metode penilaian keselamatan dasar, yang dipadukan dengan pemutakhiran persyaratan keselamatan. |

mengevaluasi parameter analisis tertentu lainnya, seperti sifat keuletan material yang akan berubah karena temperatur maupun sifat ketangguhan patah.

2.3 Praktik Internasional Pelaksanaan Manajemen Penuaan

Hingga makalah ini disusun, penulis belum memperoleh regulasi praktik manajemen penuaan reaktor nondaya di negara lain dalam skema operasi reaktor melampaui umur desain yang bisa dijadikan referensi. Oleh karena itu penulis menggunakan tiga pendekatan yang digunakan secara berkala untuk melakukan verifikasi keselamatan, kecukupan desain reaktor daya, serta kemampuan manajemen melanjutkan operasi, termasuk melampaui umur desain instalasi [9] sebagai berikut: pendekatan perpanjangan izin; pendekatan penilaian keselamatan berkala; serta kombinasi dari kedua pendekatan tersebut, seperti diberikan dalam Tabel 1.

3 Pembahasan

3.1 Analisis perbandingan Perka BAPETEN No 8 Tahun 2008 dengan IAEA SSG-10

Perbandingan muatan dan isi substansi kedua dokumen tersebut diberikan dalam Tabel 2.

Tabel 2 menunjukkan bahwa cakupan dokumen [6] di semua aspek lebih rinci dibandingkan dengan Perka 8/2008, misalnya pada ruang lingkup tidak hanya mengatur organisasi pengoperasian melainkan juga badan pengawas dalam melakukan verifikasi dan penilaian apakah manajemen penuaan telah dikelola secara efektif oleh organisasi pengoperasian, dan secara umum kegiatan manajemen penuaan di beberapa reaktor riset telah mengacu pada IAEA SSG-10 [10-14].

Praktik pendekatan bertingkat dilakukan pada beberapa jenis reaktor riset bergantung pada kompleksitas SSK. Studi [10] menunjukkan pada RA-0 fasilitas kritis dengan daya 1 watt, RA-4 reaktor homogen termal daya 1watt dan RA-1 reaktor tipe kolam terbuka berdaya 40 kW, kegiatan manajemen penuaan diterapkan pada konsol dan tangki reaktor, serta tangki reaktor dan sistem instrumentasi. Sementara pada RA-6 daya 3 MWth, IEA-R1 5 MW MTR, SAFARI-1 MTR 20 MW, dan CARR 60 MW kegiatan manajemen penuaan dilakukan pada SSK yang lebih kompleks antara lain teras reaktor dan komponen internal, struktur

reaktor, sistem pendingin, sistem instrumentasi dan kendali, dan sistem pendukung [10-13].

Bentuk kegiatan manajemen penuaan dilakukan berbeda di setiap tahapan izin. Salah satu penyebab utama terjadi penurunan SSK karena penuaan adalah kondisi pemakaian yang memicu mekanisme penuaan tertentu, penggunaan tidak sesuai, hingga hilangnya kemampuan fungsi SSK. Pada tahap desain, organisasi pengoperasian harus menguraikan pengaruh kondisi layanan ini pada kondisi operasi normal, operasi abnormal dan kondisi lingkungan dan termasuk efek seperti keausan, korosi, erosi, perubahan kimia dan kerusakan fisik akibat insiden operasional, termasuk identifikasi mekanisme penuaan [13]. Pada tahap komisioning dan operasi, organisasi pengoperasian perlu menerapkan program secara sistematis untuk memperoleh data dasar melalui pengukuran sejumlah parameter seperti suhu dan laju dosis, vibrasi, isolasi termal/listrik termasuk pemetaan kondisi lingkungan pada setiap spot daerah kritis dan memastikan kesesuaian dengan spesifikasi desain.

Reaktor nondaya pada umumnya digunakan untuk tujuan pelatihan, iradiasi, penelitian, produksi radioisotop. Oleh karena itu organisasi pengoperasian perlu memelihara prosedur, gambar teknis dan dokumen lain ke dalam program manajemen penuaan setelah melaksanakan kegiatan utilisasi atau modifikasi.

Penuaan non-fisik terjadi ketika SSK menjadi kadaluarsa akibat faktor teknologi, pengetahuan, standar atau peraturan terkini serta dokumentasi yang tidak mutakhir sehingga tidak mencerminkan kondisi fasilitas yang sebenarnya [14]. Di samping faktor-faktor tersebut, evaluasi manajemen penuaan *Thai Research Reactor-1/Modification 1* jenis TRIGA Mark III (TRR-1/M1) juga mempertimbangkan hilangnya pengetahuan staf akibat pensiun dan mengundurkan diri sehingga terjadi celah generasi yang berakibat kurangnya atau hilangnya informasi yang diperlukan pada pengoperasian reaktor yang selamat.

Satu masalah umum yang telah diamati pada banyak reaktor riset yang berkaitan dengan keusangan penuaan komponen adalah pemasok tidak menjual suku cadang desain awal, dan kesulitan untuk mendapatkan dan mengumpulkan suku cadang baru serta cadangannya. Fenomena ini dijumpai pada tiga reaktor riset di Argentina (RA-0, RA-1, RA-4) dan SAFARI-1 dimana stok suku cadang untuk perawatan peralatan elektronik serta instrumentasi dan kendali seperti komponen konsol kendali, dan komponen instrumentasi pada bagian sinyal, relay, dan fungsi *scram*, pompa primer

Tabel 2: Perbandingan format dan substansi Perka BAPETEN No.8 Tahun 2008 dengan IAEA SSG-10

| Lingkup/aspek | Dokumen | |
|---|--|--|
| | Perka BAPETEN 8/2008 | IAEA SSG-10 |
| Tahun terbit | 2008 | 2010 |
| Ruang lingkup | <ul style="list-style-type: none"> - Pengusaha instalasi nuklir; - Manajemen penuaan; - Identifikasi SSK kritis: Reaktor dan fasilitas eksperimen dalam reaktor. - Persyaratan keselamatan: SSK Kritis dan kriteria perlakuannya | <ul style="list-style-type: none"> - Organisasi operasi dan badan pengawas; - Manajemen penuaan dan manajemen keusangan; - Identifikasi SSK penting untuk keselamatan dengan pendekatan bertingkat. - Manajemen penuaan memutakhirkan dokumen keselamatan: LAK, batas operasi, batas keselamatan, prosedur operasi, dan dokumen kedaruratan. |
| Penerapan manajemen penuaan | Desain-operasi | Desain-dekomisioning |
| Desain | Identifikasi penuaan dan mekanisme | Identifikasi penuaan, mekanisme pada kondisi normal, AOO, dan lingkungan. |
| Fabrikasi-konstruksi | Dipertimbangkan | Dipertimbangkan |
| Komisioning | Deteksi penuaan, dokumentasi data dan analisis. | Penerapan program secara sistematis: data dasar, pemetaan kondisi lingkungan pada setiap spot daerah kritis dan memastikan kesesuaian dengan spesifikasi desain. |
| Operasi | Pelaksanaan manajemen penuaan melalui strategi, program, dan koordinasi | <ul style="list-style-type: none"> - Implementasi program penuaan secara sistematis dan praktis mengikuti butir a-n pada artikel 4.15; - Review pemahaman baru terhadap mekanisme penuaan |
| Utilisasi dan modifikasi | Tidak diatur | Dipertimbangkan |
| Pemadaman diperpanjang | | Dipertimbangkan |
| Dekomisioning | | Dipertimbangkan |
| Unsur program manajemen penuaan | | Dipertimbangkan |
| Manajemen keusangan SSK dan suku cadang | | Dipertimbangkan |
| Kaitan dengan dokumen lain | Program perawatan | Program perawatan, pengujian dan inspeksi berkala, PKB, kualifikasi peralatan, perubahan desain dasar –rekonstitusi, manajemen konfigurasi, dll |
| Penentuan sisa umur SSK | Diatur dan bersifat umum | Diatur dan bersifat umum |

dan menara pendingin tidak ada dan sulit mendapatkan penggantian [10,12].

Staf (TRR-1/M1) mengatasi manajemen keusangan terkait dokumentasi yang usang, gambar/manual desain reaktor hilang atau rusak maupun belum menggambarkan kondisi fasilitas melalui pelaksanaan tinjauan berkala dan pembaruan dokumen, penerapan sistem kontrol dokumen dan pemutakhiran dokumen setelah kegiatan modifikasi atau utilisasi, sebagai bagian dari pelaksanaan program jaminan mutu. Sementara terkait manajemen pengetahuan, manajemen TRR-1/M1 melakukan program manajemen pengetahuan dan peningkatan pelatihan untuk staf muda, termasuk pelaksanaan retensi pengetahuan khususnya pada informasi kunci seperti desain instalasi, pengoperasian dan perawatan reaktor, analisis keselamatan, dan kedaruratan [14].

Strategi mengatasi manajemen keusangan akibat faktor teknologi dan ketiadaan suku cadang peralatan dan komponen elektronik sudah usang, dan penggantinya tidak tersedia di pasaran, manajemen IEA-R1 melakukan modernisasi SIK dan sistem keselamatan yang mempertimbangkan kriteria keselamatan dan operasi reaktor yang andal dan terkini dalam elektronik nuklir yang diakui secara internasional [11].

Antisipasi serupa diterapkan pada reaktor TRR-1/M1 dengan cara menyimpan suku cadang yang cukup selama masa pakai reaktor, mempelajari penggantian SSK sesuai desain, dan mengidentifikasi pemasok potensial. Manajemen TRR-1/M1 akan menggunakan teknologi baru apabila strategi penggantian SSK tidak dapat dilakukan [14].

3.2 Penilaian Dokumen Perpanjangan Izin Operasi RSG GAS

Persyaratan perpanjangan izin operasi reaktor nuklir mengikuti referensi [5] dengan dokumen teknis meliputi LAK, PKB, Laporan Kajian Penuaan (LKP), dan Laporan Operasi, dengan data penilaian teknis selama 10 tahun (tahun 2005-2015). Dari keempat dokumen tersebut, kegiatan manajemen penuaan dibahas dalam PKB khususnya pada bab III. kondisi terkini SSK yang penting untuk keselamatan, bab IV. kualifikasi SSK yang penting untuk keselamatan, dan bab V. penuaan, LKP, dan laporan operasi dengan lingkup pembahasan seperti tercantum dalam **Tabel 3**. Oleh karena itu, pembahasan makalah ini terbatas pada kedua dokumen tersebut.

RSG-GAS didesain dan dibangun oleh perusahaan Interatom dengan menggunakan standar Jerman Barat, negara asal dimana reaktor riset tipe MTR ini dibuat. Semua bahan dan komponen peralatan disyaratkan untuk memenuhi suatu uji kelayakan. Meskipun demikian, kondisi operasional dan kondisi lingkungan dapat menyebabkan timbulnya percepatan degradasi yang tidak terantisipasi pada material maupun komponen reaktor. Dengan alasan tersebut maka pemahaman terhadap kondisi aktual SSK menjadi penting untuk tujuan pengembangan tindakan korektif dan pemantauan tingkat keselamatan dalam operasi reaktor RSG-GAS [15]. Oleh karena itu, manajemen perlu melibatkan personil yang memiliki kualifikasi dan kompetensi yang memadai di bidang:

Tabel 3: Ruang lingkup evaluasi PKB dan LKP

| Nama Dokumen | Tujuan evaluasi dan penilaian | Dokumen |
|--------------|--|--------------------|
| [1] | Proses penuaan saat ini atau yang terantisipasi, Batas dan kondisi operasi, Kondisi keusangan SSK yang penting untuk keselamatan, dan ketergantungan pada SSK kritis. | [a], [b], [c]. |
| [2] | Program perawatan dan prosedur evaluasi perawatan yang digunakan untuk memastikan bahwa degradasi akibat penuaan peralatan yang terqualifikasi tetap tidak signifikan. | [a], [b], [c]. |
| [3] | Memastikan manajemen penuaan SSK yang penting untuk keselamatan serta SSK kritis dipertahankan, memastikan efektifitas manajemen penuaan agar SSK berfungsi sesuai desain dan operasi jangka panjang, manajemen keusangan SSK kritis | [a], [b], [c], [d] |
| [4] | Kegagalan atau indikasi degradasi material yang signifikan; dan perkiraan dan justifikasi kinerja, proses penuaan masa datang, dan umur operasi yang tersisa dari komponen | [b], [c]. |

Keterangan [1]: PKB Bab III. Kondisi terkini SSK yang penting untuk keselamatan; [2]: PKB Bab IV. Kualifikasi SSK yang penting untuk keselamatan; [3]: PKB Bab V. Penuaan; [4]: Laporan kajian penuaan.
[a]: program perawatan; [b] rekaman perawatan; [c] laporan operasi; [d] program penuaan

desain, operasi, perawatan, rekayasa, kualifikasi peralatan, dan penelitian dan pengembangan, agar dicapai manajemen penuaan yang efektif dan pemahaman kondisi aktual SSK.

Proses penuaan yang telah terjadi atau yang diprediksi akan terjadi dibahas dalam dokumen manajemen penuaan dan LKP. Dokumen manajemen penuaan telah memuat kajian proses penuaan, yang meliputi penapisan struktur, sistem dan komponen reaktor, program survailan, pengumpulan data evaluasi penuaan, serta dokumentasi dan perekaman. Penilaian terhadap kondisi operasi dan lingkungan yang dapat mempercepat penuaan SSK berdasarkan pengalaman operasi beserta rekomendasi untuk memitigasi hal tersebut diuraikan pada Bab IV dokumen PKB RSG GAS [16].

Seluruh SSK yang penting untuk keselamatan RSG-GAS senantiasa dirawat, diperiksa, diuji mengikuti jadwal dan lingkup dari *Maintenance Repair Manual* (MRM) pabrikan, yang kemudian ditetapkan program perawatan RSG GAS (Tabel 4). Penilaian SSK pada dokumen PKB menggunakan Laporan Operasi berisi data operasi, bahan bakar nuklir, Perawatan SSK yang penting untuk keselamatan, pelaksanaan proteksi dan keselamatan radiasi, limbah radioaktif, kejadian operasi terantisipasi, dan kejadian kecelakaan.

Tabel 4, menunjukkan kegiatan survailan penuaan juga dilakukan dalam kegiatan perawatan menyebabkan tumpang tindih pekerjaan antara metode program perawatan dengan survailan pada kedua program tersebut. Komponen pompa primer dilakukan perawatan dan kajian penuaan. Sebagai pembelajaran, dengan mengacu pada referensi [9] seharusnya kedua program tersebut dapat saling melengkapi, misalnya komponen aktif seperti pompa primer ditempatkan dalam program perawatan sementara komponen dengan

Tabel 4: Jenis perawatan RSG GAS dan lingkup perawatan SSK

| Rutin | Non Rutin |
|--|---|
| Perawatan pencegahan; Survailan, meliputi: pelaksanaan inspeksi SSK dan pemeriksaan visual berdasarkan program inspeksi SSK berkala; pemantauan parameter yang terkait dengan keselamatan operasi secara berkala; pengujian SSK yang efek penuaannya tidak dapat diukur secara langsung; dan pengujian kinerja SSK | Perawatan perbaikan Inspeksi <i>in-service</i> (inspeksi SSK yang dilaksanakan selama umur operasi untuk mengidentifikasi degradasi karena penuaan atau kondisi yang dapat menyebabkan kegagalan SSK. Paling sedikit pada SSK kritis tangki reaktor, liner kolam atau sistem pendingin; komponen-komponen di dalam kolam reaktor (teras, struktur penyangga teras, fasilitas iradiasi, kolom termal, kolom termalisasi, dan tabung berkas neutron) kecuali bahan bakar nuklir; pipa, pompa dan katup; kolam bahan bakar bekas dan tangki penyimpan cairan; panel listrik, transformator dan kabel; dan penyungkup dan sistem ventilasi. |
| Lingkup perawatan SSK | |
| Mekanik | SSK penggerak: pompa, <i>blower</i> , katup, ventilasi, kimia air, transmisi, kopling, pipa |
| Elektrik | Sistem distribusi, genset, baterai, trafo. |
| SIK | Sistem RPS, sistem kendali proses, transducer, seismik, instrumen proteksi radiasi dan utilisasi reaktor |

karakteristik “pasif” dan “berumur panjang” termasuk dalam penapisan SSK kritis program manajemen penuaan.

Penilaian PKB bab V [17] menggunakan rekaman data perawatan sistem instrumentasi dan kendali (SIK) penting bagi keselamatan telah mengidentifikasi potensi keusangan berdasarkan jumlah frekwensi kerusakan dalam perawatan non rutin; dan analisis *drift* dan *hysteresis* pada komponen SSK tersebut. Beberapa data menunjukkan bahwa komponen SIK terutama pada bagian modul-modul pemrosesan sinyal, modul-modul penguat output dari sensor dan modul-modul luaran untuk aktuator belum pernah diganti baik secara jenis dan tipe semenjak RSG-GAS dibangun. Keusangan teknologi SSK ini juga menyebabkan kesulitan untuk melaksanakan penggantian komponen karena komponen-komponen yang dimaksud sudah tidak diproduksi lagi oleh pabrikan atau pemasok. Sebagai pembelajaran, maka manajemen keusangan dapat dimuat pada amandemen perka manajemen penuaan.

LKP RSG-GAS disusun mengacu kepada referensi [3] dengan tujuan menganalisis dan kemampuan SSK melalui penerapan proses manajemen penuaan sistematis termasuk deteksi dan proses degradasi SSK, khususnya SSK terkait keselamatan. Identifikasi dan pengelompokan SSK yang mudah terpengaruh penuaan didasarkan pada tingkat pengaruh SSK terhadap keselamatan dan tingkat kemudahan SSK diganti atau diperbaiki, sehingga SSK kritis terpilih dalam proses penapisan pada Tabel 5.

Pada Tabel 5, SIK seperti pada komponen elektronik dan instrumentasi dan kendali, tidak termasuk dalam kelompok I menyebabkan SSK ini tidak termasuk dalam lingkup kajian penuaan. Padahal SIK termasuk sistem yang penting untuk keselamatan dan rentan penuaan. Selain itu studi manajemen penuaan terkait keusangan teknologi pada komponen SIK

Tabel 5: Penapisan SSK

| Kelompok | Kelompok SSK | Komponen SSK |
|----------|---------------------------------|--|
| I | Tangki reaktor | Tangki (<i>lining</i>), tangki penyimpanan bahan bakar bekas (<i>lining</i>), tangka tunda (<i>lining</i>) |
| | Komponen teras | Internal teras reaktor, <i>berilium reflector blocks, reflector elements, supporting construction, grid plate, natural circulation flap.</i> |
| | Sistem pendingin primer | Pompa, perpipaan, penukar panas, <i>shut-off valve</i> |
| | Gedung reaktor | Struktur beton |
| II | Sistem pendingin sekunder, | Pompa, perpipaan, menara pendingin, |
| | Catu daya darurat | Diesel generator, UPS, baterai |
| | Batang kendali | Mekanisme penggerak |
| | Sistem proteksi reaktor | Sistem Instrumentasi Kendali (SIK) |
| | Sistem ventilasi | <i>Blower, fire damper, chiller</i> |
| | Sistem pembuang panas peluruhan | Pompa dan perpipaan |

pada beberapa reaktor riset [10-14] dan RSG-GAS juga menyebabkan kesulitan untuk melaksanakan penggantian komponen karena komponen-komponen yang dimaksud sudah tidak diproduksi lagi oleh pabrikan atau pemasok. Oleh karena itu, penulis mengusulkan komponen sulit diganti, juga menjadi kriteria pertimbangan dalam pemilihan SSK kritis.

Penentuan sisa umur komponen telah menggunakan model TLAA. Komponen yang dipilih untuk evaluasi TLAA telah masuk dalam penapisan SSK kritis kelompok 1 yang memiliki karakteristik pasif dan berumur panjang. Pada studi yang dilakukan oleh S. A. Santa dan H. Suwoto [18] menyebutkan analisis menggunakan *code computer* SRAC2006 dilakukan terhadap material $AlMg_3$ yang merupakan material komponen utama penyusun teras reaktor dengan cara menghitung fluens neutron akibat paparan neutron selama reaktor beroperasi. Studi menyimpulkan bahwa umur operasi reaktor masih jauh dari umur desain, dimana material $AlMg_3$ memiliki batas umur yang dinyatakan dengan nilai fluens sesuai referensi pada orde 10^{27} . Nilai perhitungan fluens neutron $AlMg_3$ ini kemudian diproyeksi untuk prediksi masa operasi sepuluh tahun mendatang sebagai justifikasi durasi izin operasi akan diberikan.

a. Pembelajaran dari Proses Evaluasi dan Penilaian

Berdasarkan pengalaman BAPETEN melakukan evaluasi dan penilaian permohonan perpanjangan izin operasi RSG GAS 30 MW, amandemen peraturan manajemen penuaan perlu dilakukan dengan memasukkan substansi isi peraturan dari klausul-klausul pada referensi [6] meliputi ruang lingkup, manajemen keusangan, organisasi dan kompetensi manajemen penuaan, penguatan penerapan manajemen penuaan di

setiap tahap izin termasuk ketentuan pada saat utilisasi dan modifikasi, dan pemadaman diperpanjang.

Tabel 3 menunjukkan pelaksanaan manajemen penuaan erat kaitannya dengan beberapa aspek operasi reaktor seperti perawatan, pengujian dan inspeksi, penilaian keselamatan berkala, kualifikasi peralatan. Oleh karena itu dalam substansi organisasi manajemen penuaan agar mempertimbangkan personel yang memiliki kualifikasi dan kompetensi yang memadai di bidang: desain, operasi, perawatan, rekayasa, kualifikasi peralatan, dan penelitian dan pengembangan, agar dicapai manajemen penuaan yang efektif.

Mengantisipasi pelaksanaan kegiatan perawatan dan manajemen penuaan yang tumpang tindih dalam kegiatan operasi reaktor, maka perlu perbaikan kriteria SSK kritis dalam referensi [3] yaitu SSK yang penting untuk keselamatan dan rentan penuaan dengan kriteria: tidak redundan; tidak mudah diperbaiki; tidak mudah diganti termasuk tidak diproduksi oleh pemasok; dan SSK memiliki karakter pasif dan berumur panjang. Apabila keempat kriteria tersebut terpenuhi maka SSK tersebut masuk dalam pelingkupan SSK kritis dalam program manajemen penuaan, sementara komponen yang memiliki karakteristik dan fungsi aktif diterapkan dalam program perawatan.

Tata cara penentuan umur sisa komponen adalah hal penting untuk dicantumkan dalam amandemen perka manajemen penuaan, karena dapat menjadi panduan bagi pemohon dan menjadi basis dan justifikasi bagi badan pengawas memberikan lama durasi perpanjangan izin operasi. Tata cara dan pemilihan SSK untuk analisis penuaan berbasis waktu dapat menggunakan kriteria pada referensi [8].

4 Kesimpulan

Telah dilakukan studi pendahuluan yang membandingkan cakupan dan isi dalam Perka BAPETEN mengenai manajemen penuaan dengan referensi IAEA, termasuk praktik manajemen penuaan pada beberapa reaktor riset. Perka manajemen penuaan perlu diamandemen dengan muatan substansi pada ruang lingkup, struktur dan kompetensi organisasi manajemen penuaan, manajemen keusangan, praktik penerapan manajemen secara berkala mulai tahap desain hingga dekomisioning, termasuk ketentuan pada saat utilisasi dan modifikasi, dan pemadaman diperpanjang, serta antar muka manajemen penuaan dengan beberapa aspek operasi reaktor seperti perawatan, pengujian dan inspeksi, penilaian keselamatan berkala, kualifikasi peralatan.

Substansi lain yang perlu disertakan adalah kriteria pemilihan SSK kritis dan penerapan analisis penuaan berbasis waktu sebagai model justifikasi durasi perpanjangan izin operasi dapat diberikan oleh badan pengawas.

Daftar Pustaka

[1] IAEA (2014) Nuclear Safety Review
 [2] IAEA (2005) Management of research reactor ageing, Technical document No. 792

- [3] Perka BAPETEN Nomor 8 Tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor NonDaya, Jakarta
- [4] PP Nomor 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir, Jakarta
- [5] PP Nomor 2 Tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi dan Pemanfaatan Bahan Nuklir, Jakarta
- [6] IAEA (2010) Ageing Management for Research Reactors, Specific Safety Guide No. SSG-10
- [7] IAEA (2016) Safety of Research Reactors Specific Safety Requirements No. SSR-3
- [8] IAEA (2018) Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide No. SSG-48
- [9] IAEA (2017) Handbook on Ageing Management for Nuclear Power Plants Nuclear Energy Series No. NP-T-3.24
- [10] A. Di Luch, S. Fabbri, G. Vega, R. Versaci (2014) Life management programme for long term operation of reactors and nuclear facilities, Ageing management of research reactors in Argentina, on IAEA Tecdoc 1748, Project Experiences in Research Reactor Ageing Management, Modernization and Refurbishment, IAEA
- [11] L.V. Ramanathan (2014) Ageing management programme for the IEA-R1 reactor in São Paulo, Brazil on IAEA Tecdoc 1748, Project Experiences in Research Reactor Ageing Management, Modernization and Refurbishment, IAEA
- [12] H. Xiao (2014) Ageing Management of CARR on IAEA Tecdoc 1748, Project Experiences in Research Reactor Ageing Management, Modernization and Refurbishment, IAEA
- [13] A.J. D’Arcy, H.J. Stander, J.W.H. Vlok (2014) An Ageing Management Programme for The SAFARI-1 Research Reactor on IAEA Tecdoc 1748, Project Experiences in Research Reactor Ageing Management, Modernization and Refurbishment, IAEA
- [14] C. Tippayakul (2014) Approach for establishment of an ageing management programme for Thai research reactor-1/modification 1 (TRR-1/M1) on IAEA Tecdoc 1748, Project Experiences in Research Reactor Ageing Management, Modernization and Refurbishment, IAEA
- [15] BATAN (2019) Bab III Dokumen Penilaian Keselamatan Berkala RSG GAS 2005-2015 (Nomor dokumen: 002.002/RN 00 03/RSG 4.2), Jakarta
- [16] BATAN (2019) Bab IV Dokumen Penilaian Keselamatan Berkala RSG GAS 2005-2015 (Nomor dokumen: 002.002/RN 00 03/RSG 4.2), Jakarta
- [17] BATAN (2019) Bab V Dokumen Penilaian Keselamatan Berkala RSG GAS 2005-2015 (Nomor dokumen: 002.002/RN 00 03/RSG 4.2), Jakarta
- [18] BATAN (2020) Laporan kajian penuaan RSG GAS (Nomor dokumen: 003.002/ RN 03 02 / RSG 4.2 rev. 1), Jakarta

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** Suci Prihastut

Instansi : BAPETEN

Pertanyaan:

- a) Persyaratan mendasar apa yang dibutuhkan untuk perpanjangan izin operasi reaktor nondaya?
- b) Bagaimana usulan detail untuk rumusan amandemen peraturan terkait TLAA? masuk dalam bab apa?

Jawaban:

Terima kasih atas pertanyaan Ibu Suci.

- a) Sesuai dengan regulasi ketenaganukliran dalam Pasal 48 Peraturan Pemerintah No. 2 Tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir, Dalam hal Pemegang Izin operasi bermaksud memperpanjang izin operasi, Pemegang Izin operasi wajib mengajukan permohonan perpanjangan izin operasi secara tertulis kepada Kepala BAPETEN dalam jangka waktu paling singkat 3 (tiga) tahun sebelum berakhirnya izin, dilampiri dengan dokumen: a. laporan analisis keselamatan; b. laporan penilaian keselamatan berkala; c. laporan operasi; dan d. laporan kajian penuaan.
- b) Penulis menyarankan TLAA = analisis penuaan berbasis waktu dimasukkan dalam Program manajemen penuaan dan Laporan kajian penuaan

pada bab/bagian masing-masing “evaluasi penuaan” dan “hasil evaluasi dan kajian”.

- 1) Pada program manajemen penuaan bagian evaluasi penuaan, pemohon dapat mengusulkan metode-metode untuk melakukan evaluasi penuaan salah satu, misalnya dengan konsep TLAA ini maupun metode lain yang sesuai seperti uji visual, uji rusak dan uji tak rusak. Kriteria SSK yang akan dipilih dan dilakukan evaluasi penuaan menggunakan metode TLAA perlu diuraikan dalam bab ini.
- 2) Pada Laporan Kajian Penuaan bagian hasil evaluasi dan kajian, pemohon agar memberikan hasil evaluasi dan analisis terhadap SSK yang telah terpilih dengan metode TLAA di program manajemen penuaan. Hasilnya kemudian dibandingkan dengan data desain/data referensi untuk perkiraan sisa umur komponen serta justifikasi durasi perpanjangan izin operasi dapat diberikan oleh bapeten.

Jika ada pertanyaan dan diperlukan informasi lain dapat berkomunikasi melalui email: r.ehariant@bapeten.go.id;



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Pengaruh Iradiasi Target Topaz dengan Pengarah dan Kapsul Boron Karbida terhadap Faktor Puncak Daya Teras Reaktor RSG-GAS

Abdul Aziz Rohman Hakim¹ dan Mochamad Imron²

^{1,2} Pusat Reaktor Serba Guna, BATAN, Jakarta

hakim@batan.go.id

ABSTRAK

Pewarnaan topaz $\text{Al}_2\text{SiO}_4(\text{F},\text{OH})_2$ dengan teknik iradiasi neutron menyebabkan terbentuknya isotop radioaktif dari atom yang merupakan bagian dari topaz dan atom dari pengotor. Beberapa atom yang teraktivasi memiliki waktu paruh yang panjang, sehingga menjadikan topaz tidak bisa segera direeksport. Oleh karena itu, diperlukan pengembangan teknik pewarnaan topaz dengan waktu iradiasi yang sama tetapi menghasilkan topaz dengan isotop seminimal mungkin dan dengan waktu paruh sekecil mungkin. Warna topaz hasil teknik iradiasi terutama terbentuk akibat cacat kisi yang disebabkan oleh neutron cepat ($E > 0,1$ MeV). Oleh karena itu pada kajian ini dilakukan pemodelan iradiasi topaz dengan pengarah dan kapsul Boron Karbida (Topaz- B_4C) di posisi berilium stopper A-2. Pemodelan ini bertujuan untuk mengetahui pengaruh adanya pengarah dan target Topaz- B_4C di posisi A-2 terhadap faktor puncak daya radial teras. Langkah pertama dilakukan generasi tampang lintang target Topaz- B_4C dengan program WIMS-5B. Langkah kedua adalah pemodelan tiga dimensi teras RSG-GAS yang sudah dimasukkan target Topaz- B_4C . Pemodelan dilakukan menggunakan program BATAN-2DIFF dan BATAN-3DIFF. Hasil pemodelan menunjukkan bahwa faktor puncak daya (FPD) terbesar akibat insersi Topaz- B_4C adalah 1,2789 di posisi C-8, sedangkan faktor puncak daya terkecil adalah 0,7965 di posisi A-8. Nilai tersebut jauh di bawah nilai maksimum BKO yaitu 2,6. Dari kajian ini disimpulkan bahwa iradiasi Topaz- B_4C di posisi berilium stopper A-2 tidak melanggar Batasan dan Kondisi Operasi (BKO) Reaktor RSG-GAS.

Kata Kunci: iradiasi, topaz, reaktivitas, faktor puncak daya, BKO

Short Presentation

ABSTRACT

Topaz $\text{Al}_2\text{SiO}_4(\text{F},\text{OH})_2$ coloring with neutron irradiation technique causes the formation of radioactive isotopes of atoms that are part of topaz and impurities. Some of the activated atoms have long half-lives, making topaz impossible for immediate re-export. Therefore, it is necessary to develop a topaz coloring technique with the same irradiation time but producing topaz with the minimum possible isotope and with the smallest possible half-life. topaz color resulting from irradiation technique is mainly formed due to lattice defects caused by fast neutrons ($E > 0.1$ MeV). Therefore, in this study, topaz irradiation modeling was carried out with a guide and a Boron Carbide (Topaz- B_4C) capsule at the beryllium stopper A-2 position. The aim of modeling is to determine the effect of the Topaz- B_4C guide and target at position A-2 on the radial power peaking factor of the core. The first step is the generation of the cross section of the Topaz- B_4C target with the WIMS-5B code. The second step is three-dimensional modeling of the RSG-GAS core which has been included in the Topaz- B_4C target. The modeling was carried out using the BATAN-2DIFF and BATAN-3DIFF programs. The modeling results show that the highest peak power factor (FPD) due to the insertion of Topaz- B_4C is 1.2789 at position C-8, while the smallest peak power factor is 0.7965 at position A-8. This value is far below the maximum BKO value of 2.6. From this study it was concluded that Topaz- B_4C irradiation at the beryllium stopper A-2 position did not violate the Limits and Operating Conditions (BKO) of the RSG-GAS Reactor.

Kata Kunci: irradiation, topaz, reactivity, power peaking factor, safety limits

SKN 2021

1 Pendahuluan

Reaktor Serba Guna G. A. Siwabessy (RSG-GAS) merupakan reaktor nondaya yang digunakan untuk penelitian, melayani kegiatan iradiasi, pendidikan dan pelatihan. Instalasi Reaktor RSG-GAS dibangun sejak tahun 1983. Operasi reaktor mencapai kondisi kritis pertama pada 29 Juli 1987. Reaktor RSG-GAS diresmikan oleh Presiden Republik Indonesia pada tanggal 20 Agustus 1987. Operasi daya nominal 30 MW dicapai pada 23 Maret 1992 (LAK Rev. 11). Sebagai fasilitas pelayanan iradiasi, Reaktor RSG-GAS memiliki beberapa posisi untuk iradiasi yaitu Fasilitas Uji Undak Daya (*Power Ramp Test Facility-PRTF*), Fasilitas Radiografi Neutron, Fasilitas Silikon Doping (*Neutron Transmutation Dopping*), Posisi Pusat Teras (*Central Irradiation Position-CIP*), Posisi dalam Teras (*Irradiation Position-IP*), *Rabbit System* (RS), dan Fasilitas Tabung Berkas Neutron (*Beam Tube*) [1].

Iradiasi batu topaz merupakan salah satu utilisasi Reaktor RSG-GAS yang sudah rutin dilakukan. Selama ini, topaz diiradiasi di *Irradiation Position* (IP) dan di Fasilitas Silikon Doping. Pengarah lama berdimensi mirip bahan bakar yang bagian dalamnya diganti dengan silinder berdiameter dalam 72 mm dengan kapsul topaz berbentuk silinder berdiameter dalam 47 mm. Pengarah dimasukkan di posisi IP yaitu B-6, D-9, E-4, G-7.

Topaz merupakan *aluminum fluorosilicate* yang biasanya mengandung hidroksil. Rumus kimia topaz adalah $Al_2SiO_4(F, OH)_2$. Topaz biru dengan warna yang sempurna adalah salah satu batu permata yang paling banyak diperdagangkan. Secara alami sangat jarang, sebagian besar topaz diiradiasi oleh neutron, elektron, radiasi gamma dan kombinasinya [2]. Secara alami, topaz terbentuk dengan warna yang sangat bermacam-macam, tetapi umumnya tidak berwarna (*colorless*). Produksi topaz biru dari topaz putih dengan teknik iradiasi pertama kali dilaporkan oleh F. H. Pough pada tahun 1957 sebagai teknik pengubahan dalam skala besar [3]. Iradiasi topaz tanpa bahan filter penyerap neutron di teras reaktor merupakan pewarnaan dengan semua energi neutron [4]. Pewarnaan topaz dengan teknik iradiasi neutron menyebabkan terbentuknya isotop radioaktif dari atom yang merupakan bagian dari topaz dan atom dari pengotor. Beberapa radionuklida memiliki waktu paruh yang panjang [5], sehingga memerlukan proses pendinginan beberapa bulan bahkan beberapa tahun. Waktu pendinginan yang lama mengakibatkan topaz tidak bisa segera direeksport. Dari kajian yang telah dilakukan menunjukkan bahwa topaz biru paling cepat dapat digunakan secara aman setelah 95 hari pasca iradiasi. Beberapa topaz dengan konsentrasi pengotor yang lebih banyak akan membutuhkan waktu pendinginan sampai beberapa tahun [6]. Oleh karena itu, diperlukan pengembangan teknik pewarnaan topaz dengan waktu iradiasi yang sama tetapi menghasilkan topaz dengan isotop dari bahan pengotor seminimal mungkin dan dengan waktu paruh sependek mungkin. Untuk memenuhi kebutuhan tersebut maka dikembangkan fasilitas iradiasi baru di posisi berilium *stopper* A-2. Fasilitas tersebut dilengkapi dengan bahan penyerap neutron termal [7]. Bahan penyerap

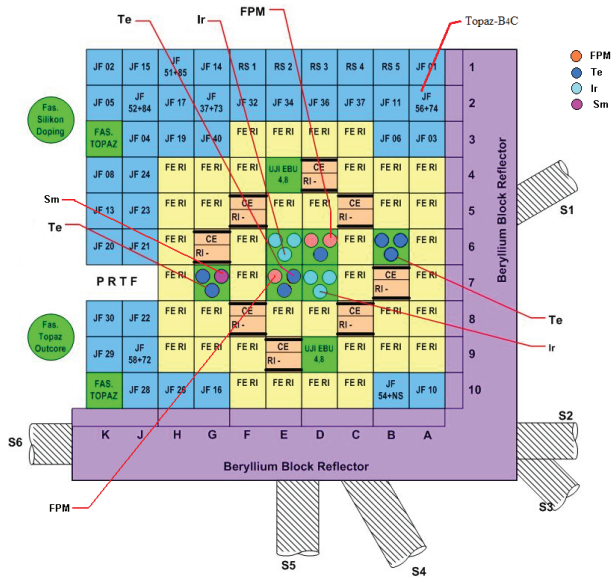
neutron yang biasa digunakan adalah cadmium dan boron. Penggunaan B_4C sebagai bahan penyerap neutron termal dapat menurunkan umur pendinginan sampai 12 bulan [8]. Pada kajian ini dilakukan pemodelan iradiasi batu topaz dengan pengarah dan kapsul B_4C (Topaz- B_4C) di posisi berilium *stopper* A-2. Kajian ini bertujuan untuk mengetahui perubahan nilai faktor puncak daya akibat iradiasi target Topaz- B_4C di posisi berilium *stopper* A-2.

2 Metodologi

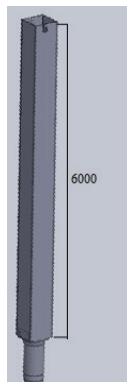
Penembakan neutron cepat dari kristal topaz alami menciptakan cacat optik sehingga membentuk warna kristal biru [9]. Perubahan warna pada topaz yang diiradiasi dikaitkan sebagai kondisi terjadinya cacat pada struktur batu. Cacat tersebut dapat menyerap panjang gelombang tertentu yang akhirnya tampak sebagai warna batu [10]. Di Fasilitas iradiasi IBR, topaz diiradiasi dengan neutron cepat sampai mencapai fluens 10^{18} n/cm² untuk menghasilkan warna biru gelap yang diinginkan [11]. Untuk mengurangi aktivitas topaz yang disebabkan oleh aktivasi bahan pengotor pada topaz oleh neutron termal, maka perlu dilakukan transformasi spektrum neutron yang mengiradiasi topaz. Transformasi spektrum dilakukan dengan melindungi topaz dengan bahan boron karbida (B_4C) sedemikian hingga fraksi neutron cepat semaksimal mungkin dan fraksi neutron termal yang memiliki probabilitas tinggi mengaktivasi bahan pengotor pada topaz sekecil mungkin. Lapisan B_4C dipasang untuk menyelimuti topaz. Lapisan B_4C dipasang sebagai lapisan tambahan pada pengarah topaz dan juga ditambahkan pada kapsul target topaz. Lapisan B_4C juga dipasang sebagai penutup atas dan penutup bawah. Bagian penutup atas dan bagian bawah dibuat berlubang dengan jumlah lubang yang sudah mempertimbangkan jumlah aliran yang sama dengan jumlah aliran saat posisi A-2 diisi berilium *stopper*. Hal ini dilakukan agar tidak terjadi perubahan distribusi aliran pendingin di teras.

Massa topaz yang diiradiasi dalam satu kapsul adalah 1,5 Kg. Perhitungan reaktivitas target dilakukan dengan paket program WIMSD-5B, Batan-2DIFF dan Batan-3DIFF. Paket program WIMSD-5B digunakan untuk menggenerasi konstanta kelompok difusi neutron (tampang lintang makroskopis) dari target topaz, pengarah dan kapsul B_4C . WIMSD-5B didasarkan pada teori transport neutron (Sn) banyak kelompok [12]. Program BATAN-2DIFF digunakan untuk perhitungan parameter perubahan reaktivitas, distribusi faktor puncak daya (FPD) ke arah radial dan fluks neutron [13]. Program BATAN-3DIFF digunakan untuk menentukan perubahan FPD ke arah aksial di target akibat perubahan ketinggian posisi target topaz [14]. Densitas topaz sebesar 3,55 g/cm³ [15] dan densitas B_4C sebesar 2,52 g/cm³ [16]. Komposisi topaz dalam persen berat terdiri dari hidrogen (0,50%), oksigen (43,02%), fluor (11,47%), aluminium (29,61%), silikon (15,41%). Komposisi B_4C terdiri dari 19,9%-B10 dan 80,1%-B11.

Posisi fasilitas iradiasi baru yang dipilih untuk iradiasi Topaz- B_4C adalah di berilium *stopper* A-2. Hal ini didasarkan atas beberapa pertimbangan antara lain: tidak berdekatan



Gambar 1. Posisi A-2 pada Teras Reaktor RSG-GAS

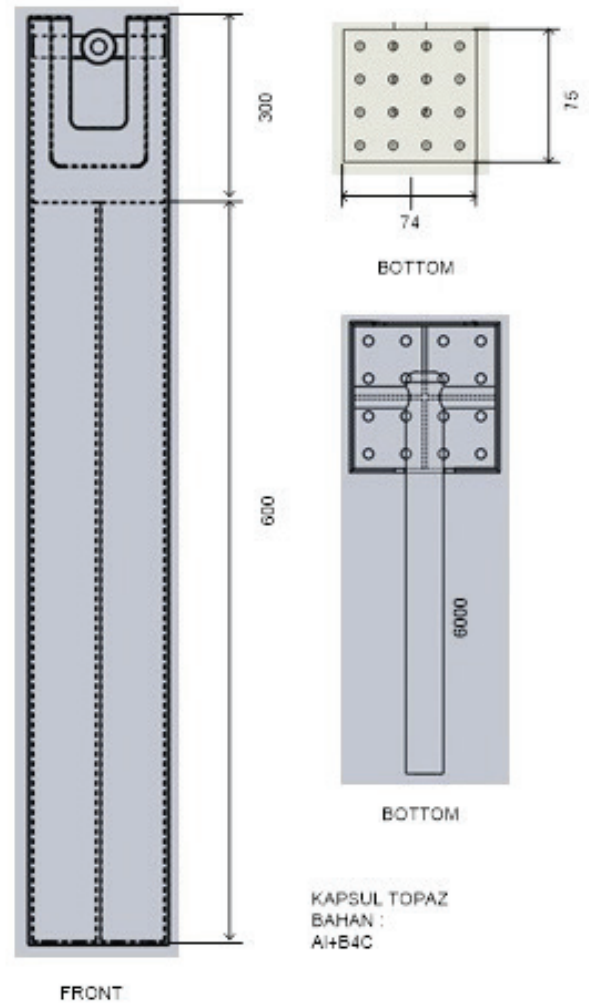


Gambar 2. Pengarah Topaz

dengan fasilitas tabung berkas neutron (*beam tube*), relatif jauh dari posisi bahan bakar, jauh dari posisi fasilitas silikon *dopping*. Batasan yang digunakan dalam kajian ini adalah nilai faktor daya radial maksimum 2,6. BKO tersebut ditujukan untuk menjamin integritas kelongsong bahan bakar selama mode operasi konveksi paksa. Gambar Konfigurasi Teras Reaktor RSG-GAS ditunjukkan pada Gambar 1.

3 Hasil dan Pembahasan

Hasil pemodelan dengan paket program WIMSD-5B dan program BATAN-2DIFF dan BATAN-3DIFF menunjukkan bahwa iradiasi Topaz-B₄C di posisi berilium *stopper* A-2 menimbulkan reaktivitas negatif -0,188% Δk/k. Hal ini sesuai dengan sifat material B₄C yang merupakan bahan penyerap neutron. Sifat penyerap neutron yang kuat inilah yang menyebabkan B₄C juga digunakan sebagai batang kendali WWER-1000. Perubahan nilai reaktivitas teras akibat masuknya pengarah dan target Topaz-B₄C sebesar -0,188%



Gambar 3. Kapsul Topaz

Δk/k Nilai tersebut masih dalam batas BKO dalam LAK RSG-GAS yaitu maksimal ±0,5% Δk/k.

Iradiasi Topaz-B₄C berpengaruh pada nilai faktor puncak daya di teras Reaktor RSG-GAS. Gambar 1 menunjukkan nilai faktor puncak daya teras RSG-GAS tanpa Topaz-B₄C di posisi A-2.

Dari Gambar 1 Terlihat bahwa faktor puncak daya terbesar pada kondisi teras tanpa Topaz-B₄C adalah 1,2191 di posisi C8 dan terkecil adalah 0,7573 di posisi A-8. Gambar 2 menunjukkan nilai faktor puncak daya teras RSG-GAS setelah insersi Topaz-B₄C di posisi A-2. Faktor puncak daya terbesar adalah 1,2789 di posisi C-8, sedangkan faktor puncak daya terkecil adalah 0,7965 di posisi A-8. Perubahan faktor puncak daya ditunjukkan dalam Gambar 3.

Dari Gambar 3 Dapat diketahui bahwa daerah di sekitar posisi A-2 mengalami kenaikan faktor puncak daya yang relatif lebih kecil dibandingkan dengan daerah yang berseberangan dengan posisi A-2. Hal ini menunjukkan bahwa adanya *pudding effect* pada perubahan faktor puncak daya. Yang dimaksud dengan *pudding effect* adalah apabila suatu daerah ditekan maka akan ada efek kenaikan pada daerah lain yang tidak ditekan.

Berdasarkan nilai faktor puncak daya terbesar yaitu 1,2789 maka dapat dinyatakan bahwa faktor puncak daya akibat insersi

PPF BS-A2

| | 10 | 9 | 8 | 7 | 6 | 5 | 4 | 3 | 2 | 1 |
|---|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|
| H | 0.0000 | 1.0095 | 0.9511 | 0.9175 | 0.9298 | 0.8408 | 0.9858 | 0.0000 | 0.0000 | 0.0000 |
| G | 0.0000 | 1.0452 | 0.9047 | 0.0000 | 0.9793 | 0.8599 | 0.8799 | 0.0000 | 0.0000 | 0.0000 |
| F | 1.1099 | 1.1475 | 1.1728 | 1.1241 | 0.9563 | 1.1873 | 0.9208 | 1.0467 | 0.0000 | 0.0000 |
| E | 1.0535 | 1.0372 | 1.1849 | 0.0000 | 0.0000 | 1.1298 | 0.0000 | 1.0347 | 0.0000 | 0.0000 |
| D | 1.0009 | 0.0000 | 1.0438 | 0.0000 | 0.0000 | 1.1719 | 1.0841 | 0.8943 | 0.0000 | 0.0000 |
| C | 1.0297 | 0.9206 | 1.2191 | 1.0071 | 1.1001 | 1.1063 | 1.0824 | 1.0790 | 0.0000 | 0.0000 |
| B | 0.0000 | 0.8587 | 0.8209 | 0.9186 | 0.0000 | 0.9096 | 0.9852 | 0.0000 | 0.0000 | 0.0000 |
| A | 0.0000 | 0.9556 | 0.7573 | 0.9624 | 0.9752 | 0.9463 | 0.9633 | 0.0000 | 0.0000 | 0.0000 |

Gambar 4. Gambar 1. Faktor Puncak Daya Teras RSG-GAS tanpa Topaz-B₄C

| | 10 | 9 | 8 | 7 | 6 | 5 | 4 | 3 | 2 | 1 |
|---|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|
| H | 0.0000 | 1.0967 | 1.0095 | 0.8807 | 0.9781 | 0.9052 | 1.0596 | 0.0000 | 0.0000 | 0.0000 |
| G | 0.0000 | 1.1283 | 0.8436 | 0.0000 | 0.8976 | 0.9157 | 0.9378 | 0.0000 | 0.0000 | 0.0000 |
| F | 1.2013 | 1.2322 | 1.2202 | 1.0429 | 0.9828 | 1.2480 | 0.9814 | 1.1052 | 0.0000 | 0.0000 |
| E | 1.1367 | 1.1215 | 1.2530 | 0.0000 | 0.0000 | 1.1896 | 0.0000 | 1.0829 | 0.0000 | 0.0000 |
| D | 1.0830 | 0.0000 | 1.1124 | 0.0000 | 0.0000 | 1.2035 | 1.1217 | 0.9100 | 0.0000 | 0.0000 |
| C | 1.1034 | 0.9891 | 1.2789 | 1.0502 | 1.1360 | 1.1246 | 1.0864 | 1.0453 | 0.1992 | 0.0000 |
| B | 0.0000 | 0.9121 | 0.8626 | 0.9651 | 0.0000 | 0.9315 | 0.9553 | 0.0000 | 0.0910 | 0.0000 |
| A | 0.0000 | 1.0143 | 0.7965 | 1.0012 | 1.0064 | 0.9487 | 0.9007 | 0.0000 | 0.0000 | 0.0000 |

Gambar 5. Faktor Puncak Daya Teras RSG-GAS dengan Insersi Topaz-B₄C di posisi A-2

Topaz-B₄C di posisi A-2 tidak melebihi nilai maksimum yang diizinkan dalam LAK RSG-GAS Rev. 11 yaitu 2,6.

Kesimpulan

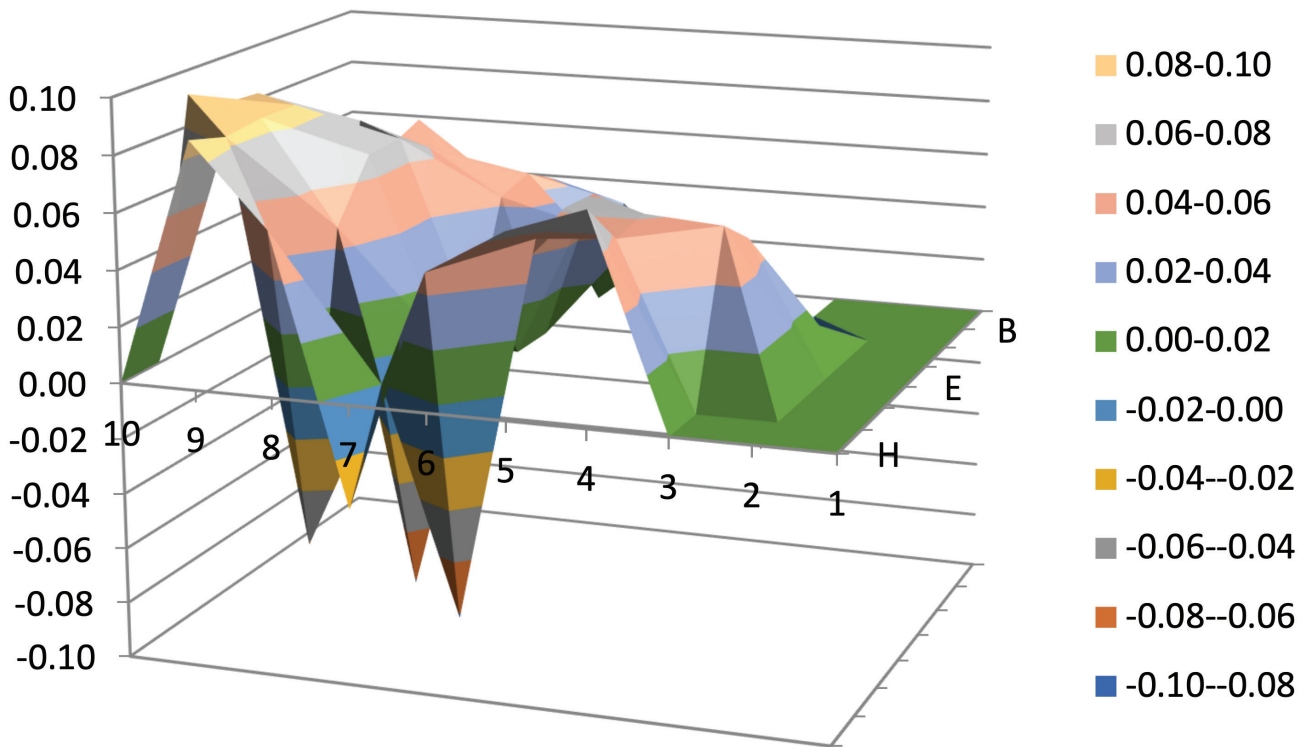
Iradiasi Topaz-B₄C di posisi berilium stopper A-2 berpengaruh terhadap nilai faktor puncak daya teras RSG-GAS. Nilai faktor puncak daya terbesar akibat insersi Topaz-B₄C di posisi berilium stopper A-2 adalah 1,2789 di posisi C-8. Nilai faktor puncak daya ini masih jauh di bawah nilai faktor daya radial maksimal dalam BKO yaitu 2,6. Dapat disimpulkan bahwa iradiasi Topaz-B₄C di posisi berilium stopper A-2 tidak melanggar Batasan dan Kondisi Operasi (BKO) Reaktor RSG-GAS.

Ucapan Terima Kasih

Ucapan terima kasih penulis sampaikan kepada Bapak Ir. Tagor Malem Sembiring yang telah memberikan ilmunya kepada penulis dalam melakukan perhitungan neutronik teras Reaktor RSG-GAS.

Daftar Pustaka

- [1] PRSG-BATAN, "Laporan Analisis Keselamatan Rev. 11," Dokumen Keselamatan Operasi Reaktor, vol. 1, pp. I-1, - 2020.
- [2] D. Da Silva, K. Guedes, M. Pinheiro, S. Schweizer, J. M. Spaeth, and K. Krambrock, "The O-(Al₂) centre in topaz and its relation to the blue colour," *physica status solidi (c)*, vol. 2, pp. 397-400, 2005.
- [3] K. Nassau, "Altering the Color of Topaz," *Gems & Gemology*, vol. 21, pp. 26-34, 1985.
- [4] L. R. Greenwood, R. Wittman, L. A. Metz, E. C. Finn, and J. I. Friese, "Design and testing of a 10B4C capsule for spectral-tailoring in mixed-spectrum reactors," *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, vol. 743, pp. 121-123, 2014.
- [5] R. Crowningshield, "Irradiated topaz and radioactivity," *Gems & gemology*, pp. 215-217, 1981.
- [6] J. Zhang, T. Lu, M. Wang, and H. Chen, "The radioactive decay pattern of blue topaz treated by neutron irradiation," *Gems and Gemology*, vol. 47, pp. 302-307, 2011.



Gambar 6. Perubahan Faktor Puncak Daya akibat pemasukan pengarah dan target B₄C di posisi A-2

- [7] F. Chisela, D. Gawlik, and P. Brätter, "Some problems associated with the use of boron carbide neutron filters for reactor epithermal neutron activation analysis (ENAA)," *Journal of radioanalytical and nuclear chemistry*, vol. 98, pp. 133-140, 1986.
- [8] N. M. Mohamed and M. Gaheen, "Design of fast neutron channels for topaz irradiation," *Nuclear Engineering and Design*, vol. 310, pp. 429-437, 2016.
- [9] V. Priest, D. L. Cowan, D. G. Reichel, and F. K. Ross, "A dangling-silicon-bond defect in topaz," *Journal of applied physics*, vol. 68, pp. 3035-3037, 1990.
- [10] S. e. a. Salama, "Coloring of Topaz after Irradiation," *Conference, Egypt*, 2011.
- [11] M. a. S. K. Bulavin, "Current experiment at the irradiation facility of the IBR-2 reactor," *Journal of Physics: Conference Series*, vol. 1021, 2018.
- [12] T. Kulikowska, "Reactor lattice codes," 2001.
- [13] P. H. Liem, "Development and Verification of BATAN'S Standard, Two-Dimensional Multigroup Neutron Diffusion Codes (BATAN-2DIFF)," *Atom Indonesia*, vol. 20, pp. 1-19, 1994.
- [14] P. Liem, "Pengembangan Program Komputer Standard Batan Difusi Neutron Banyak Kelompok 3-D (Batn-3DIFF)," *Risalah Komputasi dalam Sains dan Teknologi Nuklir V*, PPI-Batan, Jakarta, 1995.
- [15] E. Gu, "PINK TOPAZ FROM PAKISTAN," *GEMS & GEMOLOGY*, p. 141, 1986.
- [16] A. Canakci, T. Varol, S. Özkaya, and F. Erdemir, "Microstructure and properties of Al-B₄C functionally graded materials produced by powder metallurgy method," *Universal Journal of Materials Science*, vol. 2, pp. 90-95, 2014.

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** *Jaja Sukmana*
Instansi : PRSG - BATAN
Pertanyaan:

- Parameter apa saja yang menjadi pertimbangan keselamatan neutronik dari proses iradiasi suatu target [termasuk utk topaz dg pengarahnya] di RSG-GAS?
- Mengapa pada kajian ini hanya ditinjau parameter faktor puncak daya?
- Mhn koreksinya, apakah benar nilai faktor daya radial 2,6 sebagai BKO. Sebagai pembanding, ada

yang disebut dengan nilai "batas keselamatan, BK", bagaimana penerapan keduanya?

Jawaban:

- Parameter yang menjadi pertimbangan keselamatan neutronik dari proses iradiasi antara lain: target yang diam atau yang bergerak keluar/masuk teras tidak boleh memiliki reaktivitas lebih dari $\Delta\rho = \pm 0,5\%$ $\Delta k/k$, nilai reaktivitas semua eksperimen harus tetap menjamin tersedianya reaktivitas shutdown.
- Boron merupakan bahan penyerap kuat terhadap neutron termal. Inseri material Topaz-B₄C dapat

menyebabkan berkurangnya fisi didaerah yang berdekatan dengan material boron karena neutron termalnya terserap oleh boron, sebaliknya reaksi fisi dapat bertambah dalam arah diagonal dari posisi Topaz-B4C. Jumlah reaksi fisi yang terjadi dapat di wakili oleh parameter faktor puncak daya. Faktor puncak daya akibat perubahan masih dalam rentang yang aman apabila nilai faktor daya radial kurang dari

- 2,6.
- c) 3. BKO merupakan singkatan dari Batasan dan Kondisi Operasi. Di dalam BKO terdapat uraian mengenai batas keselamatan, pengesetan sistem keselamatan, kondisi batas untuk operasi normal, persyaratan surveilan, dan persyaratan administrasi. Nilai 2,6 merupakan nilai faktor daya radial maksimal pada operasi konveksi paksa.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Komparasi Metode Amonium Fosfomolibdat (AMP) dan Metoda Kalium Ferosianida ($K_4Fe(CN)_6$) pada Analisis ^{137}Cs dalam Sampel Air Hujan

Leli Nirwani¹, Brilian Retna Amamuhti², M. Agung Zaim Adzkiya² dan Radhia Pradana¹

¹Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi, BATAN, Jl. Lebak Bulus Raya No. 49 Jakarta

²Institut Pertanian Bogor

lelinirwani936@gmail.com

ABSTRAK

Komparasi Metode Amonium Fosfomolibdat (AMP) dan Metoda Kalium Ferosianida ($K_4Fe(CN)_6$) pada Analisis ^{137}Cs dalam Sampel Air Hujan. Analisis ^{137}Cs dalam sampel air hujan dapat dilakukan dengan beberapa metode pengendapan. Metode yang digunakan dalam percobaan ini adalah pengendapan ^{137}Cs dalam air hujan menggunakan Amonium fosfomolibdat dengan rumus molekul $(NH_4)_3Mo_7O_{24} \cdot xH_2O$ atau yang lebih dikenal dengan AMP dan metode Kalium ferosianida ($K_4Fe(CN)_6$). Kedua metode ini dipilih karena mempunyai kemampuan menukar ion dan selektifitasnya terhadap ^{137}Cs yang tinggi. Instrumen yang digunakan adalah spektrometer gamma dengan detektor *High Pure Germanium* (HPGe) yang memiliki resolusi energi yang tinggi. Berdasarkan hasil percobaan diperoleh konsentrasi ^{137}Cs pada sampel air hujan di Bogor Jakarta dan Serpong pada metode AMP dan metode Kalium ferosianida ($K_4Fe(CN)_6$) seluruhnya di bawah batas deteksi instrumen spektrometer gamma. Pada sampel air hujan Jakarta dengan metoda Kalium ferosianida ($K_4Fe(CN)_6$) hasilnya sama dengan nilai batas deteksi alat Spektrometer gamma. Konsentrasi yang diperoleh dari semua sampel dan metode masih berada dalam batas aman yang ditetapkan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir (Bapeten 2017) yaitu sebesar 0,26Bq/liter.

Kata kunci: Amonium Phospomolibdat, Kalium ferosianida, ^{137}Cs esium, air hujan

Short Presentation

1 Pendahuluan

Dengan direncanakannya pembangunan pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN) di Indonesia perlu dilakukan pengkajian keselamatan lingkungan, baik untuk kondisi reaktor beroperasi normal ataupun kecelakaan. Pada saat beroperasi normal diharapkan tidak ada lepasan bahan radioaktif ke lingkungan, akan tetapi pada saat kecelakaan dapat terjadi lepasan bahan radioaktif ke lingkungan. Pada saat terjadi kecelakaan radiosesium akan terlepas ke udara dan pada akhirnya dapat mencapai permukaan tanah yang terbawa lewat air hujan.

Air hujan merupakan sumber air permukaan dan air tanah yang terbentuk melalui beberapa proses diantaranya kondensasi, presipitasi, evaporasi, dan transpirasi. Air dari daratan serta air laut dapat mengalami proses penguapan sehingga membentuk uap air. Seluruh uap air yang terbentuk akan terbawa angin menuju atmosfer selanjutnya akan jatuh ke laut dan daratan sebagai air hujan.

Sebagian air hujan yang turun ke permukaan akan diserap oleh tanaman, mengalir ke permukaan tanah dan dapat meresap dalam tanah lalu masuk ke sungai sehingga mengalir menuju laut. Sebagian air hujan dapat menguap dan terangkat kembali menuju atmosfer [1]. Air hujan mengandung gas terlarut, H_2O , CO_2 , asam sulfat, asam nitrat, karbon, debu, dan H^+ . Ciri khas dari hujan adalah bersifat asam dengan pH sebesar 5,6. Air hujan merupakan indikator awal kontaminasi radioaktif dan di beberapa tempat serta merupakan jalur dari radioaktif dengan waktu paruh pendek. Air minum dan air yang digunakan untuk keperluan rumah tangga yang telah diproses dapat menurunkan level kontaminasi radionuklida. Air yang digunakan untuk irigasi, air laut, air danau, dan air kolam juga memungkinkan menjadi sumber kontaminasi radioaktif [2].

SKN 2021

Partikel radioaktif cesium dapat terbawa oleh angin dan dapat turun ke permukaan bumi bersamaan dengan hujan, sehingga tanah dan daerah sekitarnya dapat terpapar radiasi. Keberadaan radionuklida ^{137}Cs menjadi perhatian khusus karena dapat melekat di permukaan tanah serta dapat diserap oleh tanaman melalui akar [3]. Hal ini menunjukkan bahwa analisis cesium dalam air hujan sangat diperlukan karena air hujan dapat menjadi indikator awal adanya kontaminasi radioaktif.

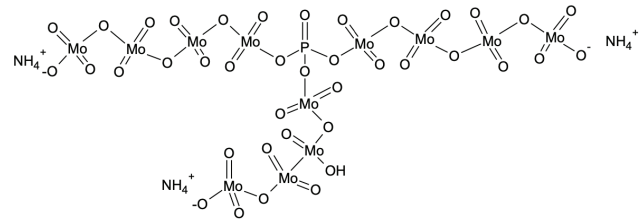
Cesium-137 merupakan salah satu bahan radioaktif yang dapat terlepas ke lingkungan dalam jumlah relatif besar serta mempunyai dampak yang merugikan bagi lingkungan dan manusia pada saat terjadi kecelakaan reaktor nuklir. Radionuklida ^{137}Cs dapat dikatakan sebagai bahan radioaktif yang mempunyai potensi membahayakan kesehatan manusia, karena radiasi gamma yang dipancarkannya dan umur paruhnya yang relatif panjang, yaitu 30 tahun. Radiocesium yang terlepas ke lingkungan dapat masuk ke rantai makanan melalui media udara, air, dan tanah. Radionuklida ^{137}Cs memancarkan radiasi gamma pada energi 661,66 keV dengan kelimpahan 0,85, mempunyai waktu paro fisik 30 tahun. Radiotoksistasitas ^{137}Cs dikategorikan termasuk dalam kategori toksistasitas sedang, dan di dalam tubuh bersifat hampir sama dengan unsur Kalium (K) dengan waktu paro biologi ^{137}Cs 110 hari. Radionuklida ^{137}Cs ini bersifat mudah larut dan mudah diserap oleh saluran pencernaan dan akan didistribusikan merata ke seluruh tubuh. Sebagian besar (80%) ^{137}Cs yang terserap akan mengendap pada bagian otot tubuh, sedang sebagian kecil (8%) akan mengendap di tulang [4,5].

Radionuklida ^{137}Cs merupakan radionuklida antropogenik (non alami) yang berasal dari operasional reaktor nuklir dan percobaan senjata nuklir. Radionuklida ^{137}Cs sangat mudah melakukan asimilasi dengan tumbuhan ataupun dengan organisme yang ada di air [6]. Radionuklida ^{137}Cs merupakan unsur radioaktif yang bersifat konservatif, artinya sangat mudah larut dalam air. Radionuklida ^{137}Cs merupakan unsur yang memiliki tingkat radioaktif yang berbahaya, bersifat *toxic* (beracun).

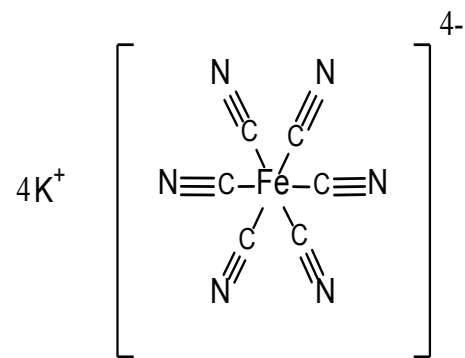
Adanya kemungkinan kontaminasi radioaktif dalam air hujan dapat menjadi dasar diadakan penelitian tentang metode-metode yang efektif untuk menganalisis tingkat cemaran radioaktif tersebut.

Metode pengendapan merupakan metode pemisahan yang banyak dilakukan dalam analisis radiokimia. Larutan jenuh suatu garam merupakan suatu sistem kesetimbangan dari ion-ion terlarut di dalamnya. Metode yang digunakan dalam interkomparasi metode percobaan adalah pengendapan ^{137}Cs dalam air hujan menggunakan amonium fosfomolibdat atau yang dikenal dengan AMP dan kalium ferrosianida atau $K_4Fe(CN)_6$.

Amonium fosfomolibdat adalah garam anorganik asam fosfomolibdat dengan rumus kimia $(NH_4)_3PMo_{12}O_{40}$ serta mengandung kompleks ion fosfomolibdat. AMP berupa serbuk berwarna kuning yang dapat menyerap radiasi, memiliki stabilitas yang tinggi, memiliki efisiensi yang besar, serta selektivitasnya tinggi [7]. Amonium fosfomolibdat mempunyai kemampuan menukar ion dan selektivitasnya terhadap Cs



Gambar 1. Struktur Amonium Fosfomolibdat [9].



Gambar 2. Struktur Kalium Ferosianida [10].

lebih tinggi dibandingkan resin organik konvensional lainnya seperti dowex [8].

Struktur amonium fosfomolibdat dapat dilihat pada Gambar 1.

Kalium ferrosianida adalah senyawa berbentuk kristal berwarna kuning dan dalam keadaan tanpa udara terbentuk endapan putih kalium besi (II) heksasianoferat dan pada tekanan atmosfer berupa endapan biru muda. Proses pembentukannya yaitu pada awalnya ion heksasianoferat (III) mengoksidasi besi (II) menjadi besi (III) yang akan membentuk heksasianoferat (II). Kalium bertindak sebagai kation dan ion kompleks sebagai anion sehingga karena ada ikatan 4 K^+ dengan ion kompleks maka muatan ion kompleks harus -4. Ligan (CN) membawa muatan -1 sehingga bilangan oksidasi atom pusat Fe sebesar +2.

Struktur kalium ferrosianida ditunjukkan pada Gambar 2.

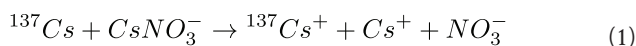
Garam logam ferrosianida (heksasianoferat) dapat digunakan untuk menyerap logam-logam alkali. Garam ini mempunyai kemampuan mengabsorpsi ^{137}Cs dan pertukaran ion yang cukup besar. Dibandingkan dengan penukar ion sintetik lainnya heksasianoferat mempunyai kelebihan yaitu selektif terhadap cesium dan mudah dalam proses preparasi.

Kelebihan metode pengendapan dibandingkan metode lain seperti penguapan adalah volume sampel yang digunakan lebih sedikit sehingga waktu yang diperlukan dari proses pengambilan sampel hingga pengukurannya lebih cepat. [11]

Dengan demikian pada penelitian ini dilakukan uji banding kedua metoda pengendapan ^{137}Cs dalam sampel air hujan yaitu dengan amonium phospomolibdat (AMP) dan kalium ferrosianida

Tahap awal analisis dilakukan dengan penambahan larutan $CsNO_3$ sebagai carrier atau senyawa pembawa serta memudahkan proses pengendapan, karena kandungan isotop ^{137}Cs dalam sampel yang dianalisis sangat kecil sehingga

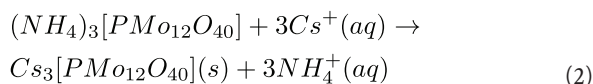
membuat proses pengendapannya cukup sulit. Persyaratan senyawa pembawa yang ditambahkan harus mempunyai sifat kimia yang sama dari ion yang akan diendapkan dan merupakan garam dari isotop ion logam yang akan dipisahkan. Senyawa pembawa akan meningkatkan konsentrasi ion Cs^+ dalam larutan, sehingga pada saat ion tersebut diendapkan sebagai garam akan mengadsorpsi ^{137}Cs aktif sehingga pembentukan endapannya juga maksimum [17]. Reaksi antara ^{137}Cs dengan $CsNO_3$ dapat dilihat pada Persamaan reaksi 1.



Persamaan Reaksi 1. Reaksi antara ^{137}Cs dengan $CsNO_3$ [15].

Penambahan campuran HCl-air (1:3) bertujuan untuk memberikan suasana asam karena cesium molibdat akan mengendap pada suasana asam. Penambahan AMP berfungsi untuk mengikat ^{137}Cs yang tersebar dalam air sehingga ikut mengendap di dasar gelas piala, serta ditambahkan larutan standar ^{137}Cs untuk dibandingkan aktivitasnya dengan standar sehingga persen *recovery* dapat ditentukan. Pengadukan dilakukan menggunakan *magnetic stirrer* selama 30 menit agar berlangsung konstan dan dapat bereaksi dengan sempurna. Reaksi yang terjadi antara ^{137}Cs dengan AMP yaitu pertukaran ion amonium dengan cesium, dimana ion fosfomolibdat yang bermuatan negatif akan berikatan dengan ion cesium yang bermuatan positif sehingga menghasilkan endapan cesium fosfomolibdat.

Reaksi yang terjadi dapat dilihat pada Persamaan Reaksi 2.



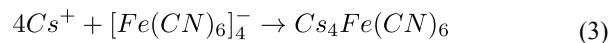
Persamaan reaksi 2. Reaksi ^{137}Cs dengan AMP [9].

Larutan didiamkan selama satu malam untuk memaksimalkan pengendapan dan memudahkan proses penyaringan. Kertas saring yang digunakan adalah Whatman 42 kemudian endapan dikering udarkan selama 2 hari agar endapan yang diperoleh menjadi kering. Endapan dalam kertas saring dilarutkan menggunakan NaOH 6N dan pH-nya diatur hingga menjadi 9 karena pada tahap awal preparasi ditambahkan HCl-air (1:3) sehingga larutan bersifat asam dan AMP akan mengendap karena tidak larut dalam suasana asam, kemudian ditambahkan basa sehingga AMP akan larut dan densitas sampel akan sama dengan densitas standar. Hasil pelarutan endapan ditampung dalam vial dan volumenya disesuaikan dengan volume standar agar diperoleh geometri yang sama dan dibungkus plastik untuk menghindari kontaminasi detektor.

Metode selanjutnya adalah pengendapan menggunakan kalium ferrosianida ($K_4Fe(CN)_6$). $K_4Fe(CN)_6$ merupakan salah satu bahan kimia yang dapat digunakan untuk mengurangi akibat dari pajanan radiasi dan mengikat ^{137}Cs dan thorium yang kemudian dikeluarkan melalui proses pertukaran ion. Penambahan $K_4Fe(CN)_6$ bertujuan untuk mengikat ^{137}Cs yang tersebar di dalam air dan $NiSO_4$ untuk mereduksi Fe^{3+} menjadi Fe^{2+} . Penambahan $FeCl_3$ berfungsi sebagai pemasok Fe^{2+} .

berlebih untuk ion $[Fe(CN)_6]_4^-$ sehingga ion kompleks yang dihasilkan lebih stabil [18].

Reaksi antara ^{137}Cs dengan $K_4Fe(CN)_6$ ditunjukkan pada Persamaan reaksi 3.



Persamaan reaksi 3. Reaksi antara ^{137}Cs dengan $K_4Fe(CN)_6$ [4].

Reaksi pada Persamaan reaksi 3 menunjukkan bahwa ion cesium akan berikatan dengan ion ferrosianida yang akan mengendap dalam bentuk cesium ferrosianida. Proses preparasi melibatkan pengadukan yang dilakukan secara bertahap setiap penambahan reagen menggunakan *magnetic stirrer* agar berlangsung konstan dan sampel dapat bereaksi sempurna dengan setiap reagen yang ditambahkan. Penambahan basa di akhir preparasi bertujuan untuk melarutkan endapan karena endapan cesium ferrosianida yang terbentuk akan larut dalam basa serta dilakukan pengenceran agar diperoleh densitas dan geometri yang serupa dengan standar.

2 METODE

2.1 Lokasi

Penelitian ini dilaksanakan di Laboratorium Keselamatan Lingkungan, Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi- Badan Tenaga Nuklir Nasional (PTKMR BATAN), Jakarta.

2.2 Alat dan Bahan

Alat-alat yang digunakan yaitu gelas piala, batang pengaduk, sudip, kaca arloji, corong, erlenmeyer, gelas ukur, labu takar, pipet volumetrik, pipet mohr, 7 pipet tetes, pipet mikro, tip, vial, pinset, neraca analitik shimadzu, *hotplate*, *magnetic stirrer*, dan spektrometer gamma dengan detektor HPGe.

Bahan-bahan yang digunakan yaitu sampel air hujan pada tiga titik (Jakarta, Bogor, Serpong), kertas saring whatman 42, indikator universal, amonium fosfomolibdat AMP, HCl 37%, HNO₃ 65%, larutan standar $^{137}Cs = 23,063$ kBq/mL, $NiSO_4(s)$, $FeCl_3(s)$, $CsNO_3(s)$, $K_4Fe(CN)_6$ 5%, NaOH(s), dan akuades.

2.3 Prosedur Kerja

a. Prosedur pengambilan contoh air hujan

Lokasi pengambilan sampel air hujan berada di tiga titik yaitu Bogor, Jakarta, dan Serpong. Alat pengambilan air hujan yang digunakan berupa corong yang ditampung dengan jerigen di bawahnya. Pengambilan sampel di Jakarta pada tanggal 11-25 Februari 2020 dengan volume yang diperoleh sebesar 20 liter, Serpong tanggal 13-24 Februari 2020 dengan volume 10 liter, dan Bogor tanggal 14-24 Februari 2020 dengan volume 10 liter.

b. Preparasi standar, *recovery*, dan sampel metode AMP

Tahap preparasi *background* dan standar untuk metode AMP maupun metode $K_4Fe(CN)_6$ memiliki prosedur yang sama, sehingga cukup dilakukan satu kali. Pembuatan *background* menggunakan aquades sebanyak 85 mL yang dimasukkan dalam vial kemudian diberi selotip dan dibungkus plastik. Pembuatan standar dengan sebanyak 85 mL HNO_3 1% dimasukkan dalam vial kemudian ditambahkan 2 μ L larutan standar ^{137}Cs kemudian diberi selotip dan dibungkus plastik.

Pembuatan *recovery* dengan peralatan gelas yang digunakan sebelumnya direndam menggunakan *radial wash* kemudian dibilas dengan air akuades. Sebanyak 5 liter akuades dimasukkan dalam gelas piala 5 liter, kemudian dimasukkan *magnetic stirrer* dalam gelas piala. Sebanyak 2 mL $CsNO_3$ 5% dimasukkan dalam gelas piala kemudian ditambahkan 100 mL HCl pekat-air (1:3), 2 gram AMP dan 2 μ L larutan standar ^{137}Cs kemudian diaduk menggunakan *magnetic stirrer* selama 30 menit. Larutan dibiarkan selama satu malam. Larutan disaring menggunakan kertas saring whatman 42 untuk memisahkan filtrat dan endapan. Endapan dikering udarkan selama 2 hari kemudian dilarutkan dengan NaOH 6N. Larutan ditambahkan HCl pekat-air (1:3) pertetes hingga pH nya menjadi 9 yang diukur menggunakan indikator universal. Larutan diencerkan dengan akuades hingga volumenya 85 mL dan dimasukkan dalam vial. Vial diberi kode sampel kemudian diberi selotip dan dibungkus menggunakan plastik. Prosedur percobaan untuk sampel dengan sebanyak 5 liter sampel air hujan dimasukkan dalam gelas piala 5 liter, kemudian ditambahkan 100 mL HCl pekat-air (1:3) dan 2 gram AMP dan diaduk selama 30 menit. Larutan dibiarkan selama satu malam. Larutan disaring menggunakan kertas saring whatman 42 untuk memisahkan filtrat dan endapan. Endapan dikering udarkan selama 2 hari kemudian dilarutkan dengan NaOH 6N. Larutan ditambahkan HCl pekat-air (1:3) pertetes hingga pH nya menjadi 9 yang diukur menggunakan indikator universal. Larutan diencerkan dengan akuades hingga volumenya 85 mL dan dimasukkan dalam vial. Vial diberi kode sampel kemudian diberi selotip dan dibungkus menggunakan plastik.

c. Preparasi standar, *recovery*, dan sampel metode kalium ferisianida

Pembuatan *recovery* diawali dengan peralatan gelas yang digunakan sebelumnya direndam menggunakan *radial wash* kemudian dibilas dengan akuades. Sebanyak 5 liter akuades dimasukkan dalam gelas piala 5 liter, kemudian dimasukkan *magnetic stirrer* dalam gelas piala. Sebanyak 2 mL $CsNO_3$ 5% dimasukkan dalam gelas piala dan diaduk dengan *magnetic stirrer* kemudian ditambahkan 2 μ L larutan standar ^{137}Cs dan 5 mL $K_4Fe(CN)_6$ 5% dan diaduk selama 5 menit. Sebanyak 7,5 mL $NiSO_4$ 5% ditambahkan dalam gelas piala dan diaduk selama 30 menit kemudian ditambahkan 10 mL $FeCl_3$ dan diaduk selama 3 jam. Larutan dibiarkan selama satu malam. Larutan disaring menggunakan kertas saring whatman 42 untuk memisahkan filtrat dan endapan. Endapan dikering udarkan selama 1 hari kemudian dilarutkan dengan NaOH 6N. Larutan ditambahkan

HCl pekat-air (1:3) pertetes hingga pH nya menjadi 9 yang diukur menggunakan indikator universal. Larutan diencerkan dengan akuades hingga volumenya 85 mL dan dimasukkan dalam vial. Vial diberi kode sampel kemudian diberi selotip dan dibungkus menggunakan plastik.

Prosedur untuk sampel dengan sebanyak 5 liter sampel air dimasukkan dalam gelas piala 5 liter, kemudian dimasukkan *magnetic stirrer* dalam gelas piala. Sebanyak 5 mL $K_4Fe(CN)_6$ 5% ditambahkan dalam gelas piala dan diaduk selama 5 menit. Sebanyak 7,5 mL $NiSO_4$ 5% ditambahkan dalam gelas piala dan diaduk selama 30 menit kemudian ditambahkan 10 mL $FeCl_3$ dan diaduk selama 3 jam. Larutan dibiarkan selama satu malam. Larutan disaring menggunakan kertas saring whatman 42 untuk memisahkan filtrat dan endapan. Endapan dikering udarkan selama 1 hari kemudian dilarutkan dengan NaOH 6N. Larutan ditambahkan HCl pekat-air (1:3) pertetes hingga pH nya menjadi 9 yang diukur menggunakan indikator universal. Larutan diencerkan dengan akuades hingga volumenya 85 mL dan dimasukkan dalam vial. Vial diberi kode sampel kemudian diberi selotip dan dibungkus menggunakan plastik.

d. Pengukuran menggunakan spektrometer gamma

Sampel yang berada dalam vial dicacah menggunakan spektrometer gamma dengan detektor *High Pure Germanium* (HPGe) yang telah dikalibrasi menggunakan sumber standar. Pengoperasian spektrometer gamma menggunakan *software maestro* pada monitor yang tersambung dengan spektrometer gamma. Pencacahan sampel dilakukan selama 17 jam serta *recovery* selama 1 jam. Pencacahan *background* dilakukan dua kali yaitu untuk sampel selama 17 jam dan *background* untuk perhitungan *recovery* dilakukan selama 1 jam.

3 HASIL DAN PEMBAHASAN

Teknik yang paling baik untuk menganalisis radionuklida pemancar gamma adalah menggunakan metode spektrometri gamma karena hasil pembacaan energi gamma untuk setiap radionuklida bersifat diskrit dan unik. Spektrometri gamma dengan detektor germanium memiliki resolusi tinggi yang diaplikasikan dalam berbagai macam penelitian dan bidang industri. Analisis yang digunakan dalam metode spektrometri gamma berdasarkan interpretasi spektrum gamma hasil pengukuran. Interaksi antara sinar gamma suatu radionuklida dengan detektor menghasilkan pulsa-pulsa yang sebanding dengan energi gamma radionuklida tersebut dan pada akhirnya diproses secara elektronik yang menghasilkan spektrum gamma. Secara umum pengukuran aktivitas radionuklida terdiri dari dua metode yaitu metode absolut dan relatif. Pengukuran yang dilakukan pada kegiatan ini merupakan pengukuran secara relatif menggunakan sumber standar radionuklida. Sumber tersebut berfungsi sebagai acuan pengukuran dan untuk kalibrasi alat spektrometer gamma sebelum digunakan. Sumber standar yang digunakan untuk kalibrasi efisiensi dapat berupa standar campuran dari berbagai

Tabel 1: Struktur Kalium Ferosianida [10]. Hasil pengukuran dan persen recovery menggunakan spektrometer gamma

| Kode sampel | Cacah sampel (Ns) | Lama Cacah sampel (Detik) | cacah Latar (NBG) | Lama cacah latar (Detik) | Py (%) | $\epsilon\gamma$ (%) | Volume sampel (L) | Aktivitas (Bq) | Persen recovery (%) |
|--------------|-------------------|---------------------------|-------------------|--------------------------|--------|----------------------|-------------------|----------------|---------------------|
| Standar | 5575 | 3600 | 2 | 3600 | 0.85 | 0.0151 | - | 120.6120 | - |
| Recovery AMP | 5565 | 3600 | 2 | 3600 | 0.85 | 0.0151 | 5 | 120.3956 | 99.82 |
| Recovery KF | 5532 | 3600 | 2 | 3600 | 0.85 | 0.0151 | 5 | 119.6814 | 99.22 |

Keterangan: AMP = Amonium Fosfomolibdat; KF = Kalium Ferosianida

jenis radionuklida yang mewakili jangkauan energi tertentu atau standar tunggal yang memiliki banyak energi gamma [13].

3.1 Persen Recovery Metode AMP dan Kalium Ferosianida

Kedapatulangan (*recovery*) merupakan persentase unsur yang dapat diperoleh kembali pada tahap akhir analisis. Perhitungan nilai *recovery* diperlukan ^{137}Cs untuk memastikan bahwa tahap kerja yang dilakukan benar-benar dapat digunakan untuk menganalisis ^{137}Cs karena jika nilai *recovery* yang dihasilkan mendekati atau bernilai 100% maka prosedur yang dilakukan saat analisis dilakukan dengan benar, namun jika nilainya jauh dari 100% maka menunjukkan bahwa prosedur kerja yang dilakukan pada saat analisis kurang optimal [13].

Konsentrasi ^{137}Cs dalam sampel air hujan metode AMP dan kalium ferosianida dapat dilihat dalam **Tabel 1**.

Hasil pengukuran dan persen recovery menggunakan spektrometer gammadapat dilihat dalam **Tabel 1**.

Penentuan persen *recovery* bertujuan untuk memastikan bahwa tidak ada penambahan analit berupa ^{137}Cs karena kontaminasi maupun hilangnya analit selama proses preparasi, karena sampel tidak langsung diukur. Berdasarkan hasil percobaan diperoleh nilai persen *recovery* metode AMP sebesar 99,82% dan metode kalium ferosianida sebesar 99,22%. Persen *recovery* metode AMP dan kalium ferosianida yang dihasilkan sangat baik karena sudah mendekati 100%. Hal ini menunjukkan bahwa tahap metode analisis yang dilakukan sudah optimal dan benar-benar dapat digunakan untuk menganalisis ^{137}Cs dalam sampel air. Persen *recovery* yang diperoleh pada metode AMP sedikit lebih tinggi dari metode kalium ferosianida. Percobaan penentuan *recovery* masing-masing metoda hanya satu kali. Jadi belum dapat menentukan metoda lebih unggul secara signifikan. Adapun metode lain yang sering digunakan untuk analisis ^{137}Cs selain metode pengendapan yaitu menggunakan metode penguapan. Metode penguapan adalah salah satu cara pemekatan yang paling mudah untuk dilakukan. Kekurangan dari metode penguapan ini adalah membutuhkan sampel yang sangat banyak sehingga membutuhkan waktu yang lebih lama karena harus diuapkan hingga volumenya menjadi satu liter sebelum dicacah menggunakan spektrometer gamma.

3.2 Konsentrasi ^{137}Cs dalam Sampel Air Hujan

Berdasarkan hasil percobaan diperoleh nilai cacahan yang sangat kecil sehingga tidak terbentuk puncak pada spektrum

Tabel 2: Konsentrasi ^{137}Cs pada sampel air hujan metode AMP dan Kalium ferosianida

| Sampel | Konsentrasi (Bq/L) | | BDT (Bq/L) | Nilai ambang (Bapeten, 2017) (Bq/L) |
|-------------------|--------------------|--------------------------------------|------------|-------------------------------------|
| | AMP | $\text{K}_4[\text{Fe}(\text{CN})_6]$ | | |
| Air Hujan Bogor | \leq BDT | \leq BDT | 0.0020 | 0.26 |
| Air Hujan Jakarta | \leq BDT | \leq BDT | | |
| Air Hujan Serpong | \leq BDT | \leq BDT | | |

Keterangan : BDT = Batas Deteksi Terendah

di daerah energi ^{137}Cs yaitu pada energi 661,66 keV. Hal ini menunjukkan bahwa kandungan ^{137}Cs dalam sampel air hujan sangat sedikit. Waktu pencacahan yang dilakukan untuk sampel yaitu 17 jam karena kandungan radionuklida ^{137}Cs pada sampel air hujan sangat sedikit sehingga diperlukan waktu pencacahan yang lama agar hasilnya lebih baik. Spektrometer gamma mempunyai batas kemampuan pengukuran pada laju cacah yang rendah, untuk itu perlu diketahui batas kemampuan pengukuran suatu detektor atau berapa deteksi minimum yang bisa dicapai oleh detektor yang disebut batas deteksi terendah (BDT).

Konsentrasi ^{137}Cs dalam sampel air hujan metode AMP dan kalium ferosianida dapat dilihat dalam **Tabel 2**.

Berdasarkan hasil percobaan diperoleh Nilai BDT yang cukup rendah sehingga masih dapat mendeteksi konsentrasi ^{137}Cs yang sangat kecil. Batas deteksi terendah dan keakuratan pengukuran aktivitas radionuklida sangat dipengaruhi oleh cacah latar. Sistem cacah harus mempunyai cacah latar rendah, aktivitas latar tersebut dapat berasal dari radionuklida alam yang ada pada komponen sistem spektrometer gamma dan yang ada di sekelilingnya, seperti dinding, lantai, dan dalam percobaan digunakan vial berisi aquades yang dibungkus dengan plastik. Batas deteksi terendah menggambarkan kemampuan pengukuran suatu sistem yang tidak terkait dengan sampel. Hasil pengukuran menunjukkan konsentrasi ^{137}Cs yang terkandung dalam sampel air hujan tidak dapat terdeteksi karena masih berada di bawah batas deteksi terendah.

Konsentrasi radioaktivitas pada sampel lingkungan seperti air hujan di Indonesia rata-rata nilainya rendah dimana secara umum konsentasi ^{137}Cs dalam sampel air hujan tidak terdeteksi atau masih di bawah nilai BDT instrumen spektrometer gamma [19].

4 KESIMPULAN

Persen *recovery* yang diperoleh pada metode AMP sedikit lebih tinggi dari metode kalium ferisianida. Percobaan penentuan *recovery* masing-masing metoda hanya satu kali. Jadi belum dapat menentukan metoda lebih unggul secara signifikan

Berdasarkan hasil percobaan diperoleh konsentrasi ^{137}Cs pada sampel air hujan di Bogor, Jakarta dan Serpong baik dengan metode pengendapan Kalium ferisianida maupun pengendapan AMP seluruhnya di bawah batas deteksi alat Spektrometer gamma yang digunakan. Konsentrasi yang diperoleh dari semua sampel dan metode masih berada dalam batas aman yang ditetapkan oleh Bapeten yaitu sebesar 0,26 Bq/liter.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Hidayah, Suhendar D, Sudiarti T, Maesaroh E. 2019. Studi keadaan oksidasi besi pada air hujan. *Al-Kimiya*. 6(1): 15-21.
- [2] [IAEA] International Atomic Energy Agency. 1989. *Measurement Of Radionuclides In Food And The Environment*. Vienna (AT): International Atomic Energy Agency. [IAEA] International
- [3] Yamanishi H, Inagaki M, Wakabayashi G, Hohara S, Itoh T, Furukawa M. 2016. Migration of radioactive cesium to water from grass and fallen leaves. *Radiological Issues for Fukushima's Revitalized Future*. 47-55.
- [4] Utama PBP, Muslim, Suseno H, Wahyono IB. 2013. Distribusi radionuklida ^{137}Cs di perairan Selat Panaitan Selatan Garut. *Jurnal Oseanografi*. 2(3): 221-227.
- [5] [IAEA] International Atomic Energy Agency. 1989. *Measurement Of Radionuclides In Food And The Environment*. Vienna (AT): International Atomic Energy Agency. [IAEA] International Atomic Energy Agency. 2003. *Guidelines For Radioelement Mapping Using Gamma Ray Spectrometry Data*. Vienna (AT): International Atomic Energy Agency.
- [6] Yandra A, Suseno H, Safni. 2013. Bioakumulasi ^{137}Cs oleh keong mas (*Pomacea canaliculata*) dengan metode kompartemen tunggal. *Jurnal Teknologi Pengelolaan Limbah*. 16: 139-151. ISSN 1410-9565.
- [7] Sharma S, Sharma MK, Chaturvedi N. 2011. Use of ammonium phosphomolybdate as photocatalyst for degradation of celestine blue b. *International Journal of Chemistry Research*. 2(2): 20-22.
- [8] Suseno H, Prihatiningsih WR. 2012. Pemantauan radioekologi kelautan di perairan bangka barat dan bangka selatan: pemantauan lingkungan laut pada radius 10 km dari calon lokasi PLTN. *Jurnal Hasil Penelitian dan Kegiatan PLTR*: 351-364.
- [9] Holdsworth AF, Eccles H, Rowbotham D, Brookfield A, Collison D, Bond G, Kavi PC, Edge R. 2019. The effect of gamma irradiation on the physiochemical properties of caesium-selective ammonium phosphomolybdate polyacrylonitrile (AMP-PAN) composites. *Clean Technologies*. 1:294-310.
- [10] Min N, Yonglei C, Yangxia H, Sudai M, Juanjuan L, Xingguo C. 2019. Determination of potassium ferrocyanide in table salt and salted food using a water-soluble fluorescent silicon quantum dots. *Food Chemistry*. 288: 248-255.
- [11] Suseno H. 2012. Profil konsentrasi ^{137}Cs di perairan pesisir indonesia yang ditetapkan dengan metode pemekatan sampel melalui cartridge filter berlapis tembaga ferisianat. *Jurnal Teknologi Pengelolaan Limbah*. 15(1): 1-6.
- [12] Hidayat A, Sutanto, Setiawan A. 2014. Analisis ^{137}Cs dalam air laut jepara dengan pengkompleks kalium heksasianoferat [II]. *Jurnal Universitas Pakuan Bogor*: 1-7.
- [13] [BAPETEN] Badan Pengawas Tenaga Nuklir. 2017. *Peraturan Kepala BAPETEN Tentang Nilai Batas Radioaktivitas Lingkungan Nomor 07 tahun 2017*. Jakarta (ID) : Badan Pengawas Tenaga Nuklir.
- [14] Dian A, Noviarthy, Yanlinastuti, Ginting AB, Rosika K, Arif N, Boybul. 2016. Pemisahan dan analisis ^{137}Cs dari larutan pelat elemen bakar U-7%Mo/Al. *Urania*. 22(3): 143-154.
- [15] Gilmore GR. 2008. *Practical Gamma-ray Spectroscopy* 2nd edition. Chichester (UK): John Wiley & Son Ltd.
- [16] Ginting A, Anggraini D. 2016. Metode pengendapan dan penukar kation untuk pemisahan cesium dalam bahan bakar U3Si2-Al. *Urania*. 22(2): 99-110.
- [17] Swindon TN. 1991. *Manual on the Medical Managements of Individuals involved in radiation accidents*. Victoria(AT): Australian Radiation Laboratory.
- [18] Nirwani L, Buchari R, Wahyudi, Wiyono M. 2015. Pemantauan radioaktivitas dalam air hujan periode 2014. *Prosiding Seminar Nasional Keselamatan Kesehatan dan Lingkungan dan Pengembangan Teknologi Nuklir*. 325-332.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Preliminary Assessment of Stress Analysis and Structural Integrity Evaluations of POT in Molten Salt Reactor

Dedi Hermawan¹

¹Nuclear Energy Regulatory Agency of Indonesia (BAPETEN), Jl. Gajah Mada No. 8. Jakarta 10120. INDONESIA.

d.hermawan@bapeten.go.id

ABSTRAK

Nuclear reactor technology continues to be developed, including the development of small and medium reactors (SMR). One type of SMR that is planned to be built in Indonesia is Thorcon MSR. The integrity of the MSR POT structure is an important part of the Thorcon MSR because it will act as a vessel where the fuel solution is located. This paper will present a preliminary study of the structural integrity of the MSR POT, especially to review a general stress profile caused by temperature and pressure loading using ANSYS. The MSR POT and the supporting cables will be given temperature and pressure loads without considering the weight load contents inside the POT. The simulations revealed that the stress received by the MSR POT was still below the yield stress of the material. It was also revealed that one of the critical parts that require additional attention is the hook of the POT with the retaining cable to the CAN.

Keywords: Molten salt reactor, Stress, Structural Integrity, POT, ANSYS.

1 Introduction

Nuclear reactor technology continues to develop all the time, including the development of small and medium reactors (SMR) type nuclear reactors. The development of SMR offers various advantages, including the ability to provide electricity supply in remote areas and increase its inherent safety system [1].

One type of SMR that is being developed is the Molten Salt Reactor (MSR) type reactor. Some of the advantages of MSR type reactors are mentioned by Zheng et al. [2], namely the use of salt to allow the reactor to operate at high temperatures (increased efficiency of electricity generation) and atmospheric pressure (reducing the risk of large break and loss of coolant due to an accident), the use of salt as a fuel and coolant reduces the effort of making and disposing of solid fuel, a high negative temperature and void reactivity coefficient, as well as constant removal of fission products from the liquid fuel, means that a much higher fuel burn-up could be achieved (>50%), and less decay heat is generated after reactor shutdown. In addition, there is also a unique safety feature in MSR, a freeze valve system for improving MSR safety [3,4].

There are several publications on MSR that discuss aspects of the economy [5], neutronic, thermohydraulic, structural, and others. Each study will be specific for a particular reactor design. It means that each MSR study cannot be generalized to other MSR-type designs. One of the aspects that must be considered in the MSR design is related to the integrity of the reactor structure. Research on stress analysis and structural integrity of pressure vessels and MSR pumps has also been carried out specifically for the TMSR design [6,7]. Of course, any different MSR reactor type designs will require different calculations and analyzes.

Currently, there is interest to build an MSR in Indonesia using ThorCon MSR type design [8,9]. Therefore, this paper will use a general design of the Thorcon MSR type. In Thorcon MSR, one of the important parts related to structural integrity is MSR POT. The POT will act as a vessel where the fuel solution is located so that it will get various loads such as radiation, heat, pressure, and others. Damage to the POT may result in the release of fuel into the CAN.

Short Presentation

SKN 2021

This paper will study the structural integrity of the POT MSR, which aims to see a general stress profile caused by temperature and pressure loading. From the stress profile, it will be obtained an overview of critical or important parts that will require further attention in terms of safety aspects of structural integrity.

2 Methodology

2.1 MSR Thorcon Design

The design used in this study is the Thorcon MSR design. ThorCon MSR is a type of MSR with an output power of 550 MWe and is a scale-up of Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) from ORNL. In the Thorcon MSR [10], there is a Can that contains a POT, a primary loop heat exchanger (PHX), and a primary loop pump (PLP). The POT and PHX are hung from the CANs using super alloy cables to accommodate the thermal expansion.

An overview of POT can be seen in **Figure 1**. **Figure 1.a.** shows an MSR CAN that contains POT, heat exchanger, and pump. **Figure 1.b.** shows a POT as a vessel of MSR. In general,

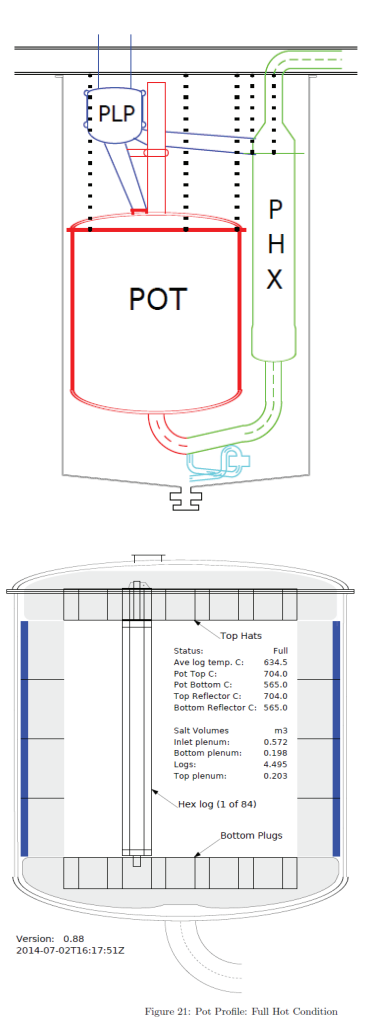


Figure 21: Pot Profile: Full Hot Condition

Figure 1. Overview of POT MSR Design [10]

it can be seen that the POT is a simple cylindrical vessel with ellipsoidal heads. Inside the POT there is a reactor core consisting of 84 vertical, hexagonal graphite logs, surrounding a central hexagon that contains the control rods. The logs are the moderator, which must be replaced every four years.

2.2 Calculation Tools and Models

In this paper, the structural analysis of the POT is carried out by using ANSYS. The POT material used in the simulation is SS316. The POT and the cable hanger made from super-alloy were modeled based on the thorcon model design [11]. There is no specific information about the properties of the cables hanger, so in this paper, the cables are assumed as materials that have high strength. Modeling in ANSYS is using 60-degree symmetry calculation.

Some of the POT MSR geometry sizes being modeled can be seen in the **Table 1**.

Calculation of thermal loading is carried out first and then followed by structural loading to see the overall loads received by the POT and its supporting structure. The MSR POT and the supporting cables will be given temperature and pressure loads without considering the weight load contents inside the

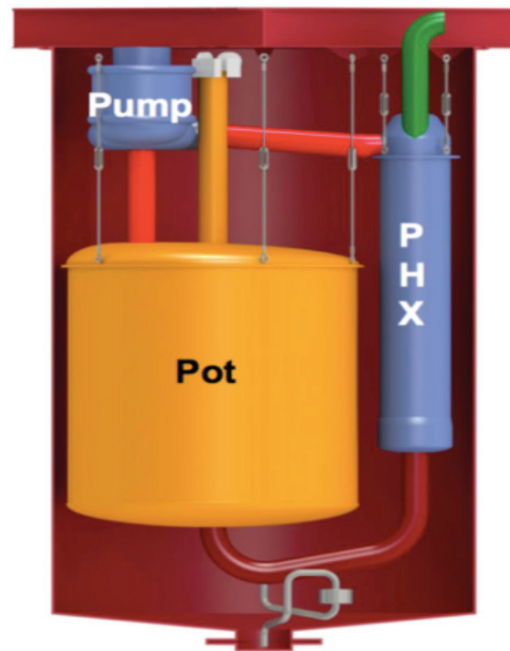


Figure 2. Can and POT MSR [11]

Table 1: General Data Plant and Geometri POT MSR

| Data | Value |
|-------------------------|---------|
| Inner diameter | 4861 mm |
| Wall thickness | 50 mm |
| Total Height | 5717 mm |
| Material | SS 316 |
| Pressure | 3 bar |
| Salt Inlet temperature | 565° C |
| Salt Outlet temperature | 704° C |

POT. The temperature loading parameters on the POT are given according to the Thorcon MSR POT design, which is the temperature at the top is 704°C and at the bottom is 565°C. Structural loading on the POT is carried out by providing a pressure load inside the POT according to the Thorcon MSR design.

This study is a preliminary assessment using general input data based on MSR POT design. Further calculations will be needed using more detailed design information and international standards as a reference. This preliminary assessment using a comparison with the material properties of the POT structure.

3 Results and Discussion

3.1 POT MSR Modeling

The MSR POT and the supporting cables are modeled in this assessment. In general, the modeling that has been made can be seen in **Figure 2**.

Figure 3 shows that the modeling of POT is done symmetrically. The cable for hanging POT from the CAN was modeled as stiff spring cables.

Figure 4 shows the temperature profile of the POT. As the bottom and top temperatures of the POT are 565 °C and 704 °C, respectively, the POT temperature profile can be seen in **Figure 4.b**. This temperature profile will be used as an input for structural analysis.

Figure 5.a. shows the structural loading given to the MSR POT in the form of gravity loads and pressure loads. The MSR POT and the supporting cables will be given temperature and pressure loads without considering the weight load contents inside the POT.

Figure 5.b. shows the simulation results carried out on temperature and pressure loading. It can be seen that, in general, the MSR POT vessels have an equivalent stress value in the order value 10^7 Pa. The MSR POT material is SS 316 and has a yield stress limit value of 205 MPa. Simulation shows that the stress received by the POT is still far below the yield stress of the POT material, which is a safe use condition.

Figure 5.c shows that the maximum stress value received by the POT is on the hook connection between the POT and the support cable to the CAN. However, the maximum value obtained for this connection is 141 MPa, which means it is still much lower than the SS 316 yield stress. This value means that the POT is in the material elastic region and remains unchanged based on the load modeled. The simulation shows that, in general, the structural integrity of the POT is still maintained, and the POT can be used properly in the conditions being modeled.

This simulation found that the critical point that requires more attention is the retaining cable connection between the POT and the CAN. Furthermore, this critical part requires more attention considering the potential dynamic loads that may occur. For example, if an earthquake occurs, it will affect the load received by the hook cable.

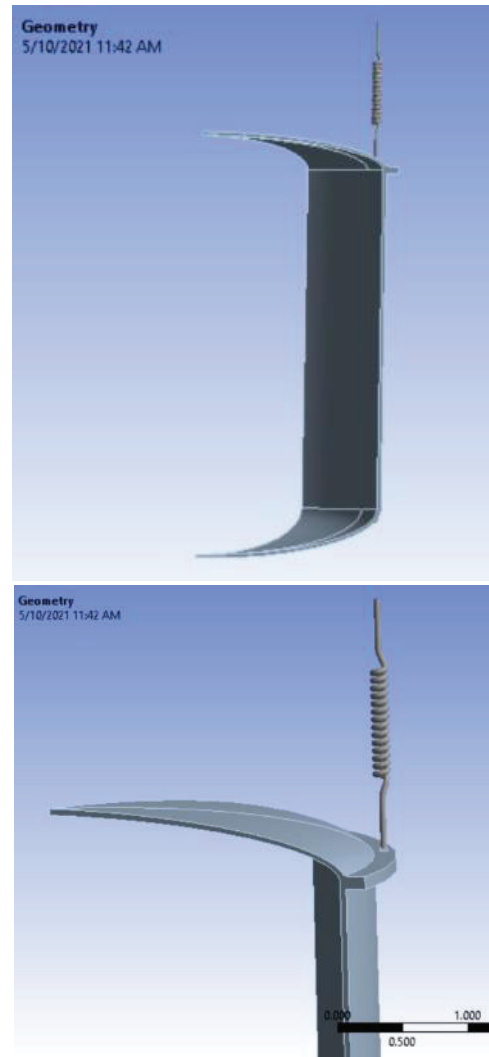


Figure 3. POT MSR modeling: (a) 60° symmetrical display; (b) Retaining cable between POT and CAN

One of the studies related to the structure of the MSR pressure vessel has been carried out for the design of a Thorium-based Molten Salt Reactor (TMSR). That study proposed a new reactor Core Support Structural Optimization, because according to the stress analysis and evaluation, the initial structure does not meet the requirement of creep-fatigue limits. Although the TMSR design model has differences from the Thorcon MSR model, this study confirms that the structural aspects of the pressure vessel and its supports require adequate analysis because it will affect the safety aspects of MSR operation.

Several limitations need to be considered in this study. This preliminary assessment uses general data and assumptions. Further structural integrity simulation has to be done using more detailed design data. This further simulation can reveal some changes in the result of the simulation. For example, if the contents of the POT, such as the weight of the fuel and coolant solutions, moderators, control rods, are also modeled in the simulation, it will provide an additional load for the MSR POT and change the simulation result. Further calculation also needs to be done using recognized codes and

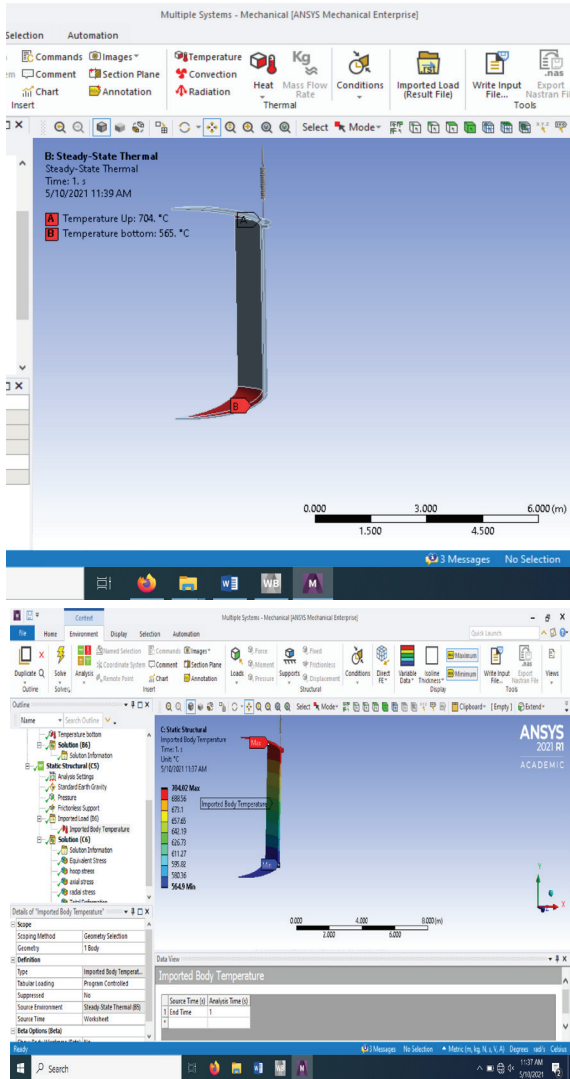


Figure 4. Effect of temperature on the structural integrity of POT: (a) Loading temperature on POT; (b) Temperature loading profile as input for POT structure analysis

standards as a reference. ASME NH can be used as a reference in the design of high-temperature pressure vessels [6, 12].

4 Conclusion

In this preliminary assessment, an analysis of the structural integrity of the MSR POT was carried out using ANSYS. The MSR POT was modeled along with the supporting cables and temperature and pressure loads without considering the weight load contents of the MSR POT. The simulation shows that, in general, the stress received by MSR POT is still below the yield stress of the material of the POT, and the POT can withstand the imposed conditions. The simulation also obtained information that one of the critical parts that require additional attention is the hook connection between the POT and the support cable to the CAN.

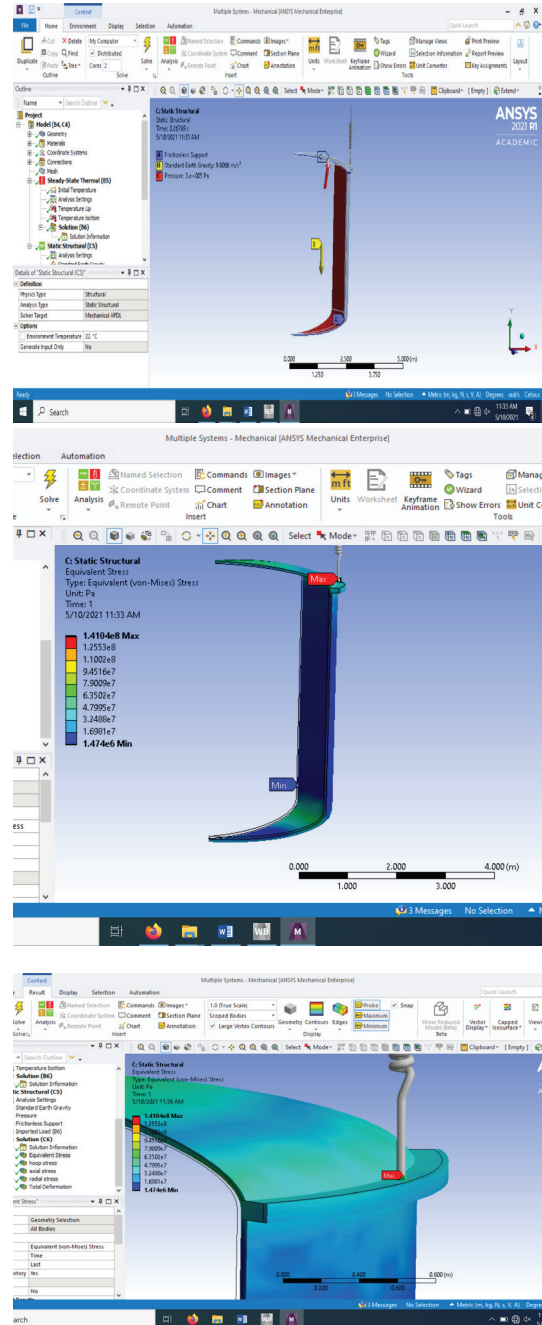


Figure 5. POT Simulation results: (a) structural loading; (b) POT simulation results; (c) Maximum stress on the POT holder with cables.

As a recommendation, further simulations should be carried out using more detailed POT design data and evaluated with recognized codes and standards to ensure the integrity of the POT MSR structure.

Acknowledgments

The author would like to express gratitude to BAPETEN for supporting this study and the use of ANSYS for this work.

References

- [1] Rowinski, M.K., et al. (2015) Small and Medium-sized Reactors (SMR): A review of technology. *Renewable and Sustainable Energy Reviews* 643–656.
- [2] Zheng, G., et al. (2018) Thorium-based molten salt SMR as the nuclear technology pathway from a market-oriented perspective. *Annals of Nuclear Energy* 177–186.
- [3] Chisholm, B.M., et al. (2020) A unique molten salt reactor feature – The freeze valve system: Design, operating experience, and reliability. *Nuclear Engineering and Design*.
- [4] Tiberga, M., et al. (2018) Preliminary Assessment of the Freeze-Plug Melting Behavior in the Molten Salt Fast Reactor. PHYTRA4 - The Fourth International Conference on Physics and Technology of Reactors and Applications.
- [5] Mignacca, B. and Locatelli, G. (2020) Economics and finance of Molten Salt Reactors. *Progress in Nuclear Energy*
- [6] Wang, X., et al. (2016) Stress Analysis and Structural Integrity Evaluations of Pressure Vessel in Molten Salt Reactor. *Proceedings of the ASME 2016 Pressure Vessels and Piping Conference*.
- [7] Huiqing, F., et al. (2019) Stress analysis and structural analysis and optimization of high-temperature molten salt pump in TMSR-SF0 based on ANSYS. *Nuclear Techniques*
- [8] PT. PAL (2020), ThorCon and PT PAL Indonesia (Persero) has completed a review of ThorCon MSR nuclear reactor design specifications, [cited May 18, 2021] Available from: <https://pal.co.id/2020/02/tak-berkategori/thorcon-dan-pt-pal-indonesia-persero-has-completed-review-specifications-design-reactor-nuclear-thorcon-msr-2>
- [9] Reuters (2020), PAL Indonesia, Thorcon sign deal to build \$1.2 billion nuclear reactor, [cited May 18, 2021] Available from:
- [10] <https://www.reuters.com/article/us-indonesia-nuclearpower-idUSKCN1UD0D0>
- [11] Devanney, J., et al., (2015) ThorCon: the Do-able Molten Salt Reactor Executive Summary. Florida
- [12] IAEA, (2018) ThorCon (ThorCon International, Indonesia), in *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments*, p. 209.
- [13] Zhao, Z.Z., et al., (2015) Structural Integrity and Creep-fatigue Assessment by ASME-NH For Hydrogenation Equipment at 545 °C. *Procedia Engineering* 414-422

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** *Muhammad Rifqi Harahap*

Instansi : BAPETEN

Pertanyaan:

- a) Mengingat desain TMSR-500 adalah terapung, Apakah analisis stress dan integritas struktural hanya memperhitungkan untuk desain land based? Untuk desain floating, apakah sudah memperhitungkan faktor gelombang sungai atau laut?

Jawaban:

- a) Pada kajian yang dilakukan ini, analisis stress dan evaluasi integritas struktur belum mempertimbangkan faktor gelombang sungai atau laut. Untuk analisis keselamatan, pengaruh dari kondisi eksternal harus dilakukan pada kondisi yang mungkin terjadi seperti misalnya pengaruh gempa terhadap integritas struktur reactor.



Risiko Paparan Ozon di Ruang LINAC Mode Elektron dan Upaya Meminimasinya: Tinjauan Teoritis

Lia Wilda Izzati¹, M. Agus Firmansyah², dan Bunawas³

¹Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Brawijaya, Malang

²Rumah Sakit Umum Pusat Dr. Sardjito, Yogyakarta

³NuklindoLab-Koperasi JKRL, Tangerang Selatan

liawilda10@student.ub.ac.id

ABSTRAK

Radioterapi merupakan modalitas paling umum yang digunakan untuk mengobati kanker pada manusia. Salah satu pesawat yang dapat menghasilkan radiasi pengion energi tinggi dalam bidang radioterapi adalah pesawat *Linear Accelerator* (LINAC) mode elektron. Selama pengoperasian normal, terdapat potensi bahaya non radiasi yang perlu diperhatikan yaitu produksi ozon saat pengoperasian LINAC mode elektron. Sebelum elektron mengenai target kanker, elektron bergerak melewati udara dan berionisasi dengannya sehingga membentuk Ozon (O_3). Ozon bersifat oksidatif dan sangat berbahaya bagi kesehatan pernafasan manusia, khususnya para pekerja radiasi. Oleh karena itu, nilai batas ambang paparan ozon bagi pekerja adalah sebesar 0,1 ppm. Dalam makalah ini, besar konsentrasi ozon dihitung secara teoritis dengan asumsi 5 pasien per hari, asumsi kuat arus 2 μA dan 20 μA , energi LINAC 8 MeV, waktu radiasi 2 menit, dan kondisi ruang tertutup bervolume 556427,85 liter. Pada kuat arus 20 μA , besar konsentrasi ozon dalam sehari melebihi batas ambang yang dianjurkan. Hal ini dapat meningkatkan risiko paparan ozon dan berdampak buruk pada kesehatan pernafasan pekerja dan pasien di sekitar ruang tersebut. Dari makalah ini, diharapkan seluruh instalasi radioterapi di Indonesia yang menggunakan LINAC elektron dapat mengevaluasi konsentrasi ozon yang dihasilkan, serta dapat meningkatkan proteksi dan keselamatan paparan ozon di lingkungan kerja dengan cara memperbesar laju ventilasi udara atau memasang filter karbon aktif supaya risiko paparan ozon dapat diminimasi dengan baik.

Kata Kunci: Radioterapi, Linac elektron, Ozon, Konsentrasi ozon

Short Presentation

1 Pendahuluan

1.1 Latar Belakang

Radioterapi merupakan modalitas paling umum yang digunakan untuk mengobati kanker pada manusia. Delapan puluh persen pasien kanker membutuhkan radioterapi, baik untuk tujuan kuratif maupun paliatif [1]. Radioterapi bertujuan memberikan dosis radiasi dengan tepat, baik akurasi maupun presisi pada jaringan yang sakit (volume target) dengan mengurangi efek kerusakan yang berarti pada jaringan sehat di sekitarnya. Tujuan tersebut dapat dicapai dengan adanya kemajuan teknologi fisika radioterapi saat ini. Salah satu caranya adalah dengan menggunakan pesawat-pesawat yang dapat menghasilkan radiasi pengion energi tinggi sehingga dapat memberikan dosis radiasi yang besar untuk didistribusikan ke jaringan kanker, dengan tetap melindungi jaringan normal ataupun menurunkan efek yang diterimanya [2].

Salah satu pesawat yang dapat menghasilkan radiasi pengion energi tinggi yang digunakan dalam bidang radioterapi adalah pesawat LINAC mode elektron [3]. Selama pengoperasian normal, terdapat bahaya non radiasi yang perlu diperhatikan keselamatannya, seperti halnya produksi ozon saat pengoperasian LINAC mode elektron. Pembangkitan ozon ini merupakan hal yang menarik untuk dikaji karena masih banyak pekerja radiasi yang belum mengetahui bahwa konsentrasi ozon yang relatif tinggi dapat diperoleh ketika oksigen terkena radiasi elektron. Karakteristik ozon yang beracun sangat membahayakan kesehatan pernapasan para pekerja di ruang pengoperasian LINAC

mode elektron, sehingga diperlukan perhitungan ataupun pengukuran konsentrasi ozon yang dihasilkan serta proteksi dan keselamatan personel di ruang tersebut [4].

Pada makalah ini, penulis ingin mengkaji dan meneliti besar konsentrasi ozon yang terakumulasi di dalam ruang pengoperasian LINAC mode elektron pada salah satu instalasi radioterapi rumah sakit di Indonesia, yakni Rumah Sakit Dr. Sardjito Yogyakarta. Dengan dilakukannya studi ini, diharapkan seluruh instalasi radioterapi di Indonesia yang menggunakan LINAC elektron dapat mengevaluasi konsentrasi ozon yang dihasilkan, serta dapat meningkatkan proteksi dan keselamatan paparan ozon di lingkungan kerja supaya dapat mengatasi dan mengurangi dampak buruk yang terjadi.

1.2 Tujuan

Tujuan penulisan makalah ini adalah untuk menghitung dan menganalisis besar konsentrasi ozon di dalam ruang pengoperasian LINAC mode elektron, sehingga risiko paparan ozon di dalam ruang tersebut dapat diminimasi dengan baik.

2 Landasan Teori

2.1 Linear Accelerator (LINAC)

Linear Accelerator (LINAC) mode elektron merupakan salah satu alat pemercepat elektron secara linear berenergi tinggi, yakni dalam kisaran MeV [3][5]. Selama pengoperasian normal akselerator, terdapat potensi bahaya non radiasi yang perlu diperhatikan keselamatannya, seperti halnya produksi ozon saat pengoperasian LINAC mode elektron. Pembangkitan ozon yang mungkin terjadi selama percobaan merupakan hal yang menarik untuk dikaji karena hasil ozon yang relatif tinggi dapat diperoleh ketika oksigen terkena radiasi elektron. Karakteristik ozon yang beracun dan mudah meledak (ketika



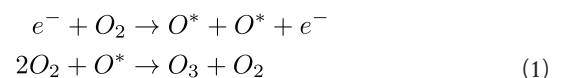
Gambar 1. Linear Accelerator mode elektron¹

¹ <https://www.oncologysystems.com/inventory/medical-equipment-for-sale/used-linear-accelerators/varian-truebeam-linear-accelerator-3>

>72% berat ozonnya bercampur dengan oksigen cair) sangat membahayakan para pekerja di ruang pengoperasian LINAC mode elektron, sehingga diperlukan kalkulasi konsentrasi ozon yang dihasilkan serta proteksi dan keselamatan personel di ruang pengoperasian LINAC mode elektron tersebut [4]

2.2 Proses Pembentukan dan Konsentrasi Ozon yang Diproduksi LINAC Elektron

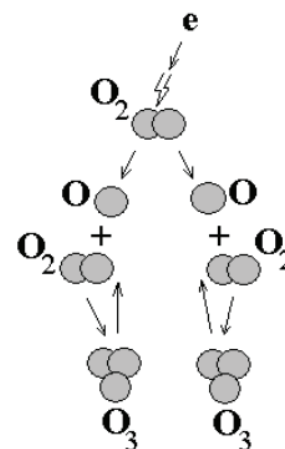
Akselerator linear mode elektron bekerja mempercepat elektron sehingga elektron tersebut menghasilkan energi kinetik yang sangat tinggi, biasanya dalam rentang (6-29) MeV [6]. Berkas elektron yang dihasilkan akan diarahkan pada jaringan kanker di dekat permukaan. Namun sebelum berkas elektron tersebut mengenai jaringan kanker, elektron bergerak melewati udara dan berionisasi dengannya. Molekul oksigen (O_2) yang berionisasi dengan elektron berenergi tinggi akan menghasilkan atom-atom oksigen radikal (O^*). Oksigen radikal ini bersifat tidak stabil dan cenderung akan bergabung dengan molekul oksigen (O_2) lainnya sehingga membentuk Ozon (O_3). Hal ini dapat dijelaskan melalui persamaan berikut:



Atau dapat dijelaskan dalam gambar 2.

Proses pada gambar 2 dapat dibalik dan memiliki waktu paruh hanya puluhan menit [7].

Studi pembentukan ozon sebagai hasil radiasi elektron dari gas oksigen telah menetapkan fakta bahwa hasil ozon berbanding lurus dengan waktu radiasi sampai mendekati konsentrasi kesetimbangan dan akan meningkat secara linier dengan meningkatnya energi elektron dan kekuatan arus. Produksi ozon (konsentrasi) terkait dengan beberapa hal seperti konsentrasi oksigen, efisiensi produksi peristiwa pengion, intensitas pancaran radiasi, daya henti pancaran



Gambar 2. Proses pembentukan ozon dari interaksi elektron dengan oksigen²

radiasi, jarak tempuh dalam medium, waktu penyinaran, dan volume ruang yang dipertimbangkan [4].

Konsentrasi ozon (C), dalam ppm setelah akselerator dioperasikan selama waktu t, dapat ditentukan dengan persamaan matematis berikut [8]:

$$C = \frac{C_o G E S_{col} I d}{N V \left(\frac{Q}{V}\right)} (1 - e^{-\left(\frac{Q}{V} t\right)}) \times 10^9 \quad (2)$$

dimana

- C_o = fraksi berat O_2 di udara (0,232)
- G = produksi ozon karena iradiasi elektron di udara (kira-kira 6 molekul per 100 elektron volt)
- E = jumlah muatan listrik per miliAmpere per detik dari arus berkas elektron ($6,28 \times 10^{15} \text{ mA}^{-1} \text{ s}^{-1}$)
- S_{col} = collision stopping power of the electron (KeV)
- I = arus rata-rata berkas elektron eksternal (mA)
- d = jarak pergerakan elektron di udara (cm)
- N = bilangan Avogadro ($6,02 \times 10^{23}$ molekul per 22,4 L udara)
- V = volume ruangan (L)
- Q = kecepatan ventilasi udara (L/s)
- $\frac{Q}{V}$ = laju ventilasi udara atau tingkat perubahan udara dalam satu ruangan per jam
- t = waktu radiasi (sekon)

2.3 Gas Beracun yang Terproduksi saat Pengoperasian LINAC Elektron

Gas beracun yang dihasilkan di udara melalui radiasi pengion tercantum dalam Tabel 1. Dari tabel tersebut, ozon merupakan gas yang paling beracun dan dapat diproduksi dalam jumlah relatif besar, serta dapat membahayakan

Tabel 1: Produksi gas beracun di instalasi radiasi LINAC elektron³

| Gas | (a) | (b) | | (c) |
|----------|------------------|--------------------------------|--------------|-----------------------------------|
| | TLV (ppm) | G (udara) (molekul per 100 eV) | | |
| | | Dosis Rendah | Dosis Tinggi | Waktu penguraian yang diasumsikan |
| O_3 | 0,1 | 7,4 | 10,3 | 50 |
| NO | 25 | | | |
| NO_2 | 5 ^(d) | (4,8) | (<0,15) | |
| NO_3 | | | | |
| N_2O_4 | 5 ^(d) | | | |
| N_2O_5 | | | | |
| N_2O | | | | |

Keterangan:

- a). Nilai Batas Ambang, konsentrasi maksimum yang diperbolehkan selama 8 jam shift kerja (dengan asumsi 40 jam kerja per minggu).
- b). Nilai "Dosis Tinggi" berarti kecepatan dosis sesaat ke udara (selama pancaran radiasi) lebih besar dari sekitar $5 \times 10^{10} \text{ rad s}^{-1}$ ($3 \times 10^{24} \text{ eV g}^{-1} \text{ s}^{-1}$), sedangkan nilai "Dosis Rendah" lebih kecil dari nilai tersebut.
- c). Waktu penguraian ozon.
- d). Konsentrasi maksimum yang diperbolehkan setiap saat.

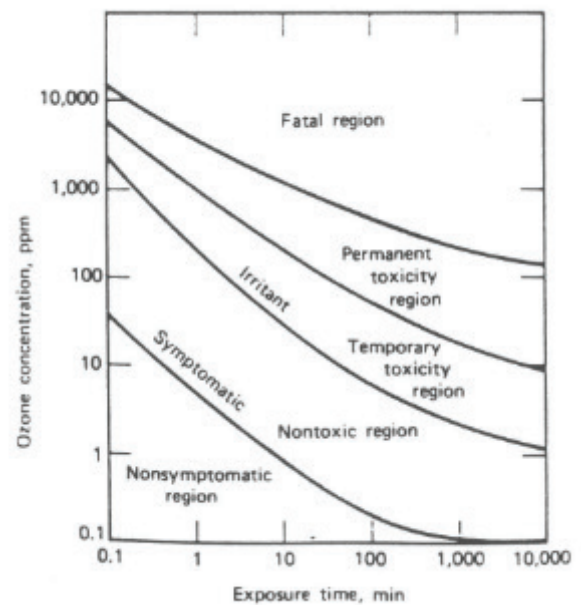
kesehatan personel di dalam ruang akselerator linier elektron. Ozon dan asam nitrat yang terbentuk dari interaksi nitrogen oksida dan uap air juga dapat merusak peralatan secara bertahap karena korosi [9].

Ozon terurai secara spontan, bereaksi secara kimiawi dengan polutan udara dan molekul lain, serta terurai oleh radiasi itu sendiri. Oleh karena itu, waktu dekomposisi efektif akan tergantung pada ukuran ruangan, bahan dinding, suhu, polutan di udara, dan konsentrasi ozon. Dalam sebuah penelitian, waktu dekomposisi ozon adalah sekitar 50 menit [9].

2.4 Ozon dan Risiko Paparan Ozon

Ozon (O_3) terdiri atas tiga atom oksigen. Ozon dapat terbentuk dari proses alami dan proses aktivitas manusia. Secara alami, ozon dihasilkan oleh hidrokarbon yang dilepas oleh tanaman dan tanah. Sedangkan beberapa ozon yang terbentuk akibat aktivitas manusia adalah ozon yang diproduksi selama pengoperasian akselerator nuklir, las radiasi nuklir, dan obor plasma. Ozon tersebut bersifat stress oksidatif. Dengan demikian, ozon tersebut dapat membahayakan kesehatan manusia [10].

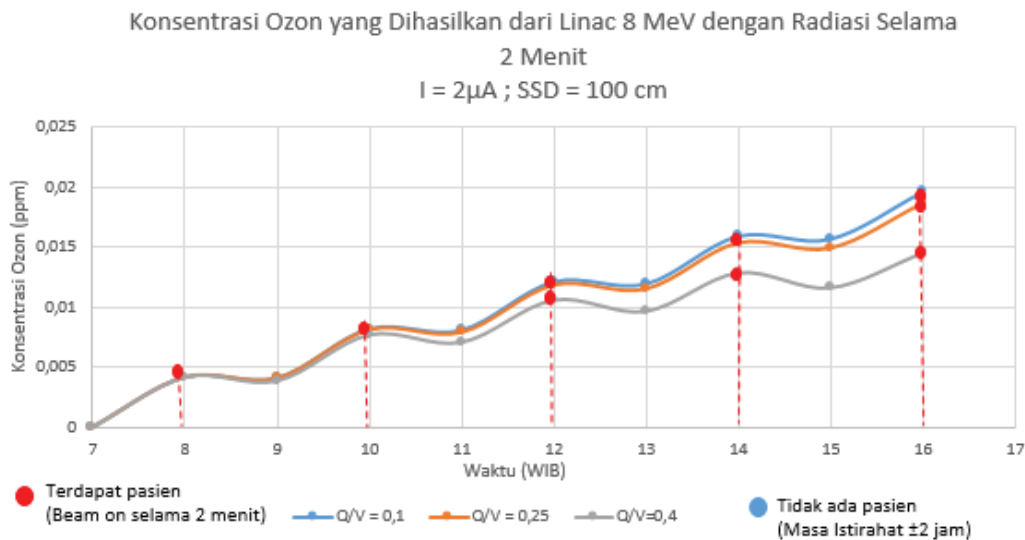
Pada konsentrasi tinggi, ozon dapat membahayakan kesehatan pernapasan manusia. Toksisitas ozon tergantung pada konsentrasi dan lama paparan. Gambar 3 mengilustrasikan hubungan antara berbagai tingkat paparan dan waktu paparan bagi manusia. Paparan kurang dari 0,1 ppm masih dapat ditoleransi tanpa batas waktu, 1 ppm dapat ditoleransi selama 8 menit, dan 4 ppm dapat ditoleransi untuk 1 menit tanpa menimbulkan gejala batuk, mata berair, dan iritasi pada saluran hidung. Konsentrasi ambang batas bau



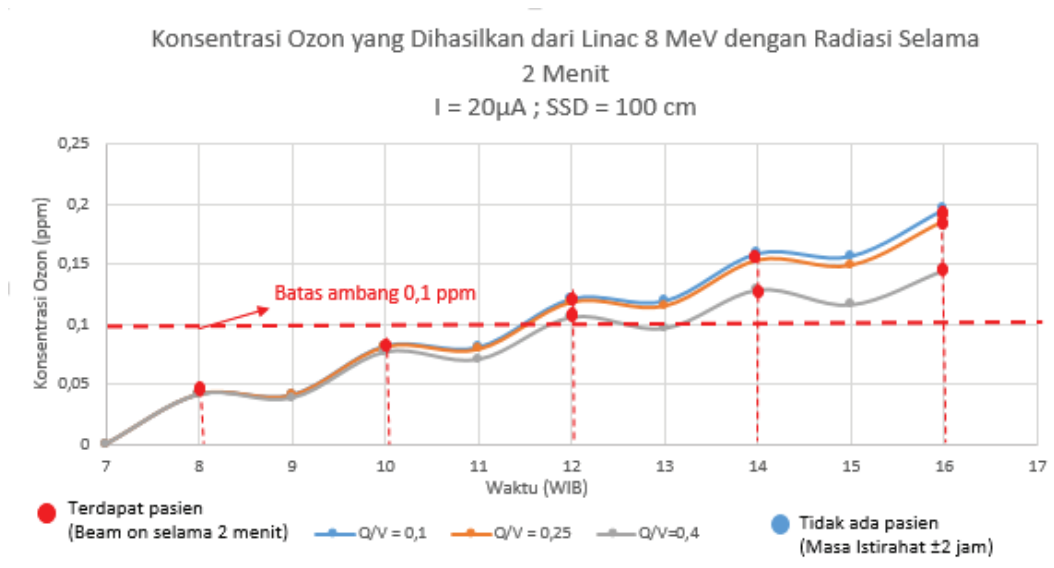
Gambar 3. Batas toksisitas paparan ozon terhadap manusia⁴

³ Swanson, W.P. (1980). Toxic Gas Production at Electron Linear Accelerators. *Stanford Linear Acelerator Center*. (188): 1-22

⁴ B. Langlais, D. A. Reckhow, dan D. R. Brink, "The Ozone," New York: Lewis Publishers, 1991, hal. 35-60.



Gambar 4. Akumulasi konsentrasi ozon yang dihasilkan linac 8 mev dalam satu hari dengan pengoperasian arus $2\mu\text{A}$, ssd 100 cm, dan laju ventilasi udara yang berbeda (0,1; 0,25; dan 0,4) per jam.



Gambar 5. Akumulasi konsentrasi ozon yang dihasilkan linac 8 mev dalam satu hari dengan pengoperasian arus $20\mu\text{A}$, ssd 100 cm, dan laju ventilasi udara yang berbeda (0,1; 0,25; dan 0,4) per jam.

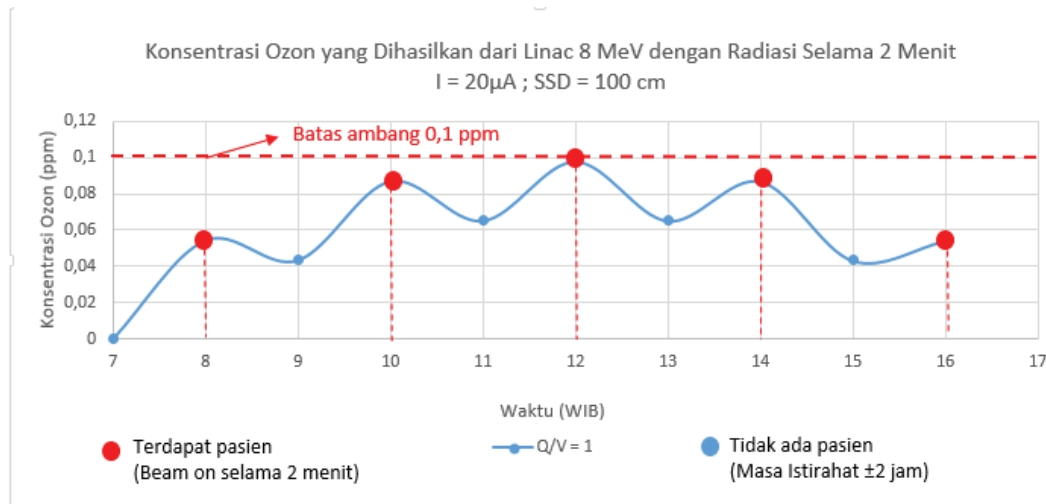
untuk ozon adalah 0,01-0,02 ppm. Dengan demikian, bau ozon umumnya terdeteksi oleh personel sebelum konsentrasi berbahaya tercapai [11].

2.5 Upaya Mengatasi Ozon di Ruang Pengoperasian LINAC Elektron

Berdasarkan Peraturan Menteri Kesehatan Republik Indonesia No. 70 Tahun 2016 tentang Standar dan Persyaratan Kesehatan di Lingkungan Kerja Industri, setiap industri wajib memenuhi standar dan menerapkan persyaratan kesehatan lingkungan kerja. Salah satu standar tersebut adalah Nilai Batas Ambang (NBA) bahan kimia di lingkungan kerja. Nilai batas ambang ozon adalah 0,1 ppm. Satuan ppm atau mg/m^3 ini merupakan konsentrasi rata-rata pajanan ozon yang diterima

oleh hampir semua pekerja tanpa mengakibatkan gangguan kesehatan atau penyakit dalam pekerjaan sehari-hari untuk waktu tidak melebihi 8 jam per hari dan 40 jam per minggu [12].

Penanganan terhadap pencegahan timbulnya bahaya ozon di pengoperasian LINAC elektron bisa dilakukan dengan pemasangan *blower* penghisap ruangan pesawat LINAC supaya gas ozon pada pengoperasian LINAC mode elektron dapat dikeluarkan. Selain itu, pengukuran kecepatan udara dan survei ventilasi juga perlu dilakukan. Pengukuran kecepatan udara digunakan untuk mengukur kecepatan udara linier yang melintasi pemanggang gas buang dan menghitung jumlah perubahan udara yang tersedia di ruang akselerator. Apabila kecepatan udara di dalam ruang rendah, maka gas ozon akan terakumulasi di dalam ruangan dan akan terus meningkat



Gambar 6. Akumulasi konsentrasi ozon yang dihasilkan linac 8 mev dalam satu hari dengan pengoperasian arus 20 μ A, ssd 100 cm, dan laju ventilasi udara 1 per jam.

seiring waktu dan kecepatan udara di dalam ruang tersebut perlu ditingkatkan [3].

Upaya lain yang dapat dilakukan adalah dengan pemasangan filter *Activated Carbon* (AC) [13]. Dalam sebuah penelitian, pemasangan filter karbon aktif dapat digunakan secara luas untuk menangani ozon dalam ruangan. Filter ini sering kali digunakan dalam sistem ventilasi gedung dan pembersih udara untuk menghilangkan ozon dari lingkungan dalam ruangan. Filter ini dapat menghilangkan ozon secara efektif melalui reaksi dengan gugus oksida pada permukaan karbon aktif dan aksi katalitik karbon aktif dalam dekomposisi ozon [14]. Dalam uji penelitian lain juga dijelaskan bahwa pemasangan filter karbon aktif dengan panjang 2,3 m pada laju aliran udara sekitar 0,28 m³/s memiliki tingkat efisiensi yang tinggi, yakni mencapai 90% [15].

2.6 Data yang Digunakan dalam Perhitungan Teoritis

Berdasarkan hasil wawancara penulis dengan Fisikawan Medis RS. Sardjito, didapatkan data bahwa jumlah pasien yang membutuhkan *treatment* LINAC elektron pada umumnya adalah lima pasien per hari dengan asumsi jeda *treatment* antar pasien adalah sekitar 2 jam, lama radiasi sekitar 2 menit, SSD 100 cm, dan besar energi 8 MeV. Ruang pengoperasian LINAC mode elektron di RS. Sardjito terdiri dari ruang bunker dan labirin yang dapat memastikan pergerakan akses memutar yang memadai waktu memasukkan pesawat LINAC ke dalam ruang bunker. Ukuran ruang bunker adalah 7,17 m × 7,15 m × 8,3 m dan ukuran labirin adalah 2,2 m × 7,17 m × 8,3 m, sehingga ukuran total ruang tersebut adalah 556,42785 m³ (556427,85 Liter). Ruang tersebut hanya terdapat jendela dan pintu yang tertutup pada setiap pengoperasian LINAC berlangsung, sehingga dapat diasumsikan bahwa laju ventilasi udara di dalam ruangan tersebut adalah 0,25 per jam, artinya 25% udara di dalam ruangan tersebut akan berganti dengan udara yang baru setiap satu jamnya. Nilai ini diambil berdasarkan suatu penelitian bahwa di dalam suatu ruangan

dengan jendela dan pintu tertutup, laju ventilasi udaranya adalah 0,25 per jam [16]. Dari data tersebut, penulis akan menghitung konsentrasi ozon berdasarkan persamaan (2) dan mengakumulasi dalam satu hari jam operasional kerja (8 jam). Pemilihan batas waktu ini didasarkan pada keterangan batas ambang ozon yang diperkenankan adalah maksimum 0,1 ppm per 8 jam shift kerja dengan asumsi 40 jam kerja per minggu [9].

3 Pembahasan

Gambar (4) dan Gambar (5) merupakan hasil pengolahan data yang diplot dalam grafik hubungan antara waktu kerja (dalam jam) dengan konsentrasi ozon yang dihasilkan dari pengoperasian LINAC dengan besar energi, waktu radiasi, SSD, dan varian laju ventilasi udara (Q/V) yang sama, namun arus berkas elektron yang berbeda. Bentuk kurva dalam kedua grafik tersebut terlihat naik turun dan akan terus naik seiring bertambahnya waktu. Kurva turun menunjukkan bahwa konsentrasi ozon menurun karena adanya molekul ozon yang terdekomposisi sendiri secara alami setelah LINAC berhenti dioperasikan, sedangkan kurva naik menunjukkan bahwa konsentrasi ozon dalam ruangan meningkat kembali akibat adanya pengoperasian LINAC pada saat pasien selanjutnya datang, kemudian adanya kurva yang terus naik seiring bertambahnya waktu menunjukkan bahwa sisa ozon yang dihasilkan dari pengoperasian LINAC sebelumnya akan terakumulasi dengan konsentrasi ozon yang dihasilkan dari pengoperasian LINAC berikutnya. Dalam hal ini, jumlah pasien yang datang per hari dapat mempengaruhi konsentrasi ozon di ruang pengoperasian LINAC mode elektron. Semakin banyak pasien yang datang, maka konsentrasi ozon yang terakumulasi di dalam ruang tersebut akan semakin banyak.

Ketiga kurva dengan warna berbeda pada dua gambar (4) dan gambar (5) menunjukkan konsentrasi ozon pada laju ventilasi udara yang berbeda. Warna biru menunjukkan konsentrasi ozon pada laju 0,1 per jam, warna Jingga pada laju

0,25 per jam, dan warna Abu-abu pada laju 0,4 per jam. Dari perbedaan laju ventilasi udara di dalam ruang tersebut, dapat diamati bahwa konsentrasi ozon akan semakin meningkat dan terakumulasi apabila laju ventilasi udaranya kecil. Kemudian ketika laju ventilasi udara diperbesar menjadi 1 per jam (**Gambar 6**), konsentrasi ozon yang terakumulasi dalam sehari dapat berkurang hingga di bawah batas 0,1 ppm. Hal ini menunjukkan bahwa salah satu cara untuk meminimasi konsentrasi ozon adalah dengan memperbesar laju ventilasi udara di dalam ruang tersebut. Selain itu, pemasangan filter karbon aktif juga dapat membantu membersihkan udara dan mengurangi ozon di ruangan tersebut dengan efisiensi 90%.

Konsentrasi ozon juga dapat dipengaruhi oleh arus berkas elektron yang digunakan. Dari perbandingan arus $2\mu\text{A}$ (**Gambar 4**) dan $20\mu\text{A}$ (**Gambar 5**), terlihat bahwa penggunaan arus yang lebih kecil akan menghasilkan konsentrasi ozon yang lebih kecil, begitupun sebaliknya. Selain itu, pada (**Gambar 4**) terlihat bahwa konsentrasi ozon yang terakumulasi dalam satu hari jam kerja masih dalam batas ambang, yakni di bawah 0,1 ppm. Sedangkan penggunaan arus $20\mu\text{A}$ (**Gambar 5**), konsentrasi ozon tersebut telah melebihi batas ambang yang dianjurkan. Jika kuat arus pesawat LINAC dinaikkan, maka konsentrasi ozon juga akan semakin meningkat sehingga risiko paparan ozon di sekitar ruang tersebut akan semakin tinggi. Supaya tujuan radioterapi tetap tercapai secara optimal, maka solusi terbaik yang perlu dilakukan untuk mengatasi masalah ini adalah dengan meminimasi konsentrasi ozon di ruang tersebut dengan baik.

4 Kesimpulan

Pengoperasian LINAC mode elektron dapat menghasilkan ozon yang membahayakan kesehatan pernapasan pasien dan pekerja radiasi di dalam ruang operasi. Supaya aman dari bahaya ozon, maka konsentrasi ozon harus berada dalam batas ambang 0,1 ppm. Berdasarkan perhitungan teoritis, besar konsentrasi ozon pada kuat arus $20\mu\text{A}$ telah melebihi nilai batas ambang. Namun, ketika laju ventilasi udara diperbesar sampai 1 per jam, konsentrasi ozon tersebut berkurang sampai di bawah batas ambang. Oleh karena itu, pekerja radiasi perlu meningkatkan proteksi dan keselamatan pekerja maupun pasien di dalam ruang tersebut dengan cara memperbesar laju ventilasi udara ataupun dengan memasang filter karbon aktif supaya risiko paparan ozon dapat diminimasi dengan baik.

Daftar Pustaka

- [1] Nair, C. K. K., Dillip, K. P., dan Taisei, N. (2001). Radioprotectors in Radiotherapy. *Journal Radiation Research*. 42:1:21–37
- [2] Yunasfi, Mudjiono, Dwi I., dan Hanifa. (2003). Penggunaan Akselerator untuk Terapi di Indonesia. *Prosiding Seminar Pengembangan Teknologi dan Perekayasaan Instrumentasi Nuklir*. 97–100.
- [3] Arismunandar dan Ailakhuudin. (2002). Struktur dan Segi-Segi Keselamatan LINAC Medik. *Prosiding Seminar ke-7 Teknologi dan Keselamatan PLTN serta Fasilitas Nuklir*. 378–388.
- [4] Dubey, P., Sawatkar, A. R., Sathe, A. P., Sarma, K. S. S., dan Soundararajan, S. (2009). Generation of Ozone and Safety Aspects in an Accelerator Facility of Barc. *Indian Particle Accelerator Conference (InPAC)*. 10–13.
- [5] Suharmo, B. H., Anggraini, I. Y., Hilmaniyya, H., dan Astuti, S. D. (2020). Quality Assurance (QA) dan Quality Control (QC) pada Instrumen Radioterapi Pesawat LINAC. *Journal Biosains Pascasarjana Universitas Airlangga*. 22(2): 73–80
- [6] Khan, M. F. (2005). *The Physics of Radiation Therapy*, 4th Edition. New York: Lippincott Williams and Wilkins
- [7] Vijayan, T., dan Patil, J.G. (2010). High Concentration Ozone Generation in The Laboratory for Various Applications. *International Journal Science and Technology Education Research*. 1(6): 132–142
- [8] McGinley, P. H., *Shielding Techniques for Radiation Oncology Facilities*. Second Edition. Madison Wisconsin: Medical Physics Publishing
- [9] Swanson, W. P. (1980). Toxic Gas Production at Electron Linear Accelerators. *Stanford Linear Accelerator Center*. (188): 1–11
- [10] Octavianti, T. dan Tjahyani. (2014). Faktor Risiko Kejadian Gangguan Pernapasan Akibat Ozon (O3) Udara Ambien di Kecamatan Jagakarsa Tahun 2014. *Jurnal Fakultas Kesehatan Masyarakat, Universitas Indonesia*. 1–20
- [11] Langlais, B., Reckhow, D. A., dan Brink, D. R. (1991). *The Ozone*. New York: Lewis Publishers
- [12] Peraturan Menteri Kesehatan Republik Indonesia Nomor 70. (2016). *Standar dan Persyaratan Kesehatan Lingkungan Kerja Industri*
- [13] Weschler, C. J., Helen, C. S., Datta, V. N. (1989). Ozone-Removal Efficiencies of Activated Carbon Filters After More Than Three Years Of Continuous Service. 18(1)
- [14] Yang, S., Zhenxing Z., Fei W., dan Xudong Y. (2017). Carbon Nanotubes/Activated Carbon Fiber Based Air Filter Media for Simultaneous Removal of Particulate Matter and Ozone. *Building and Environment*. 125: 60–66
- [15] Aldred, A. J., dkk. (2016). Benefit-Cost Analysis of Commercially Available Activated Carbon Filters for Indoor Ozone Removal in Single-Family Homes. *Indoor Air Journal*. 26: 501–512
- [16] Becker, R., Haquin, G., dan Kovler, K. (2014). Air Change Rates and Radon Accumulation in Rooms with Various Levels of Window and Door Closure. *Journal Building Physics*. 38(3): 234–261.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Analisis Arah dan Kecepatan Angin pada Stasiun Pemantauan Cuaca Kawasan Nuklir Serpong

Arif Yuniarto

Pusat Pendayagunaan Informatika dan Kawasan Strategis Nuklir, BATAN, Tangerang Selatan

arif_y@batan.go.id

ABSTRAK

Arah dan kecepatan angin merupakan parameter cuaca yang penting dalam evaluasi tapak dan perkiraan lepasan zat radioaktif dari suatu instalasi nuklir dan fasilitas radiasi ke lingkungan secara atmosferik. Dua parameter tersebut memberikan gambaran kondisi ekstrem yang membahayakan instalasi serta memperkirakan pola sebaran zat radioaktif yang lepas ke udara. Hal tersebut penting untuk menilai aspek keselamatan terkait penerimaan dosis radiasi masyarakat. Pemutakhiran data cuaca merupakan bagian dari pemutakhiran data rona lingkungan Kawasan Nuklir Serpong. Pemutakhiran data terkini telah dilaksanakan pada tahun 2020 untuk rekapitulasi data selama 5 tahun dari 2015 hingga 2019. Makalah ini menyajikan analisis karakteristik angin ditinjau dari aspek ketersediaan data, statistik dan cakra angin (wind rose) menggunakan Microsoft Excel dan WRPLOT View versi 8.0.2. Ketersediaan data pemantauan angin di KNS mencapai sekitar 90% untuk ketinggian 10 meter dan 80% untuk ketinggian 60 meter. Kecepatan angin di KNS cenderung sedikit tenang pada ketinggian permukaan dan sedikit hembusan angin pada ketinggian 60 meter dalam skala Beaufort. Analisis kecepatan angin maksimum menunjukkan angin permukaan bertiup dengan kecepatan paling tinggi 7,3 meter/detik dan pada ketinggian 60 meter mencapai 9,2 meter/detik. Arah angin dominan di KNS bertiup dari arah Selatan. Pegawai yang bekerja di Kawasan PUSPIPTEK dan sebagian penduduk desa/kelurahan Muncul, Keranggan dan Kademangan yang berada di sebelah Utara cerobong lepasan instalasi nuklir dan fasilitas radiasi berpotensi menerima dosis radiasi relatif lebih tinggi dari pada masyarakat pada umumnya.

Kata Kunci: arah angin, kecepatan angin, cakra angin (*wind rose*), Kawasan Nuklir Serpong

Short Presentation

1 Pendahuluan

Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) mengelola sebuah kawasan nuklir terbesar di Indonesia yang dikenal sebagai Kawasan Nuklir Serpong (KNS). Kawasan ini terletak di kawasan Pusat Penelitian Ilmu Pengetahuan dan Teknologi (PUSPIPTEK), Tangerang Selatan, Banten. Di kawasan nuklir tersebut terdapat beberapa instalasi nuklir dan fasilitas radiasi, yaitu reaktor riset, instalasi elemen bahan bakar nuklir eksperimental, instalasi radiometalurgi, instalasi pengolahan limbah radioaktif, dan fasilitas radioisotop dan radiofarmaka.

Pemantauan meteorologi atau cuaca merupakan aspek penting dalam pengoperasian instalasi nuklir dan fasilitas radiasi. Parameter cuaca, termasuk karakteristik angin, digunakan dalam mengevaluasi tapak, seperti yang diamanatkan dalam Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) Nomor 6 Tahun 2014 tentang Evaluasi Tapak Instalasi Nuklir untuk Aspek Meteorologi dan Hidrologi [1]. Selain itu, parameter arah dan kecepatan angin juga diperlukan dalam pengkajian dosis akibat lepasan radionuklida ke atmosfer untuk menyusun laporan analisis keselamatan reaktor nondaya dan instalasi nuklir nonreaktor, seperti yang termaktub dalam Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 8 Tahun 2012 tentang Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Nondaya [2] dan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 5 Tahun 2019 tentang Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Nuklir Nonreaktor [3].

SKN 2021

Pemutakhiran data rona lingkungan KNS merupakan kegiatan lima tahunan untuk memutakhirkan informasi yang terkait dengan kondisi tapak dan parameter-parameter yang diperlukan untuk mengevaluasi penerimaan dosis radiasi masyarakat di sekitar tapak. Salah satu informasi yang dimutakhirkan adalah parameter cuaca yang di dalamnya mencakup parameter arah dan kecepatan angin. Kegiatan pemutakhiran data rona lingkungan KNS terkini telah dilakukan pada tahun 2020. Kegiatan ini dilakukan untuk merekapitulasi informasi rona lingkungan mulai 2015 hingga 2019. Pemutakhiran informasi cuaca dilakukan dengan mengumpulkan data pemantauan pada stasiun pemantauan cuaca KNS.

Makalah ini memiliki tujuan menganalisis parameter arah dan kecepatan angin secara rinci untuk melengkapi Dokumen Pemutakhiran Data Rona Lingkungan KNS 2020 [4] sehingga dapat menjadi rujukan informasi tambahan. Analisis difokuskan pada aspek kontinuitas ketersediaan data per jam, pengolahan data statistik dan pembuatan cakra angin (wind rose). Analisis ketersediaan data digunakan untuk mengukur kemampuan internal dalam mengoperasikan pemantauan karakteristik angin dan mengevaluasinya sehingga dapat dicari solusinya. Tujuan utama analisis statistik adalah mengetahui nilai rata-rata dan maksimum kecepatan angin serta memberikan informasi distribusi frekuensi kecepatan angin sebagai gambaran awal profil angin di KNS. Pembuatan cakra angin bertujuan memberi gambaran secara visual karakteristik angin di KNS.

2 Metodologi

Analisis karakteristik angin dilakukan berdasarkan data yang diperoleh dari stasiun pemantauan cuaca KNS mulai 1 Januari 2015 hingga 31 Desember 2019. Data tersebut merupakan hasil pengukuran sensor yang dipasang pada ketinggian 10 meter dan 60 meter dari permukaan tanah. Pengukuran pada ketinggian 10 meter merupakan metode pengukuran standar arah dan kecepatan angin yang direkomendasikan *World Meteorological Organization* (WMO) dan Badan Meteorologi, Klimatologi dan Geofisika (BMKG). Pengukuran parameter angin pada ketinggian 60 meter merupakan metode spesifik tapak karena alasan ketinggian cerobong instalasi nuklir dan fasilitas radiasi di KNS. Sensor pemantauan cuaca KNS direvitalisasi pada tahun 2015 dengan mempersyaratkan kalibrasi oleh BMKG. Pada tahun 2018 dan 2020, sensor tersebut divalidasi oleh BMKG. Hasil validasi menunjukkan bahwa sensor parameter angin masih menghasilkan data pemantauan yang valid [5].

Data parameter angin yang diperoleh dari hasil pemantauan disaring untuk menghilangkan data salah atau tidak valid. Penyaringan data menggunakan kriteria yang direkomendasikan oleh *United States Environmental Protection Agency* [6]. Data parameter angin yang diolah merupakan data per jam yang diperoleh dari rata-rata data pemantauan dengan interval 10 menit.

Pengolahan data secara statistik dan data masukan dalam pembuatan cakra angin dilakukan menggunakan *Microsoft*

Tabel 1: Skala *Beaufort*

| Skala <i>Beaufort</i> | Deskripsi | Kecepatan angin (m/s) |
|-----------------------|------------------------|-----------------------|
| 0 | Tenang | 0,0-0,3 |
| 1 | Sedikit tenang | 0,3-1,5 |
| 2 | Sedikit hembusan angin | 1,5-3,3 |
| 3 | Hembusan angin pelan | 3,3-5,5 |
| 4 | Hembusan angin sedang | 5,5-8,0 |
| 5 | Hembusan angin sejuk | 8,0-10,8 |
| 6 | Hembusan angin kuat | 10,8-13,9 |
| 7 | Mendekati kencang | 13,9-17,2 |
| 8 | Kencang | 17,2-20,7 |
| 9 | Kencang sekali | 20,7-24,5 |
| 10 | Badai | 24,5-28,4 |
| 11 | Badai dahsyat | 28,4-32,6 |
| 12 | Badai topan | >32,6 |

Excel. Cakra angin dibuat menggunakan perangkat lunak *WRPLOT View* versi 8.0.2 [7] dengan pembagian 16 arah mata angin. Visualisasi cakra angin pada *WRPLOT View* terintegrasi dengan *Google Earth* jika diperlukan. Analisis kecepatan angin secara statistik dan cakra angin diklasifikasikan menggunakan skala *Beaufort* [8]–[10], seperti ditunjukkan pada **Tabel 1**.

3 Hasil dan Pembahasan

Ketersediaan data pemantauan parameter angin per jam dari sensor pada ketinggian 10 dan 60 meter mulai 1 Januari 2015 hingga 31 Desember 2019 ditunjukkan pada Ketersediaan data arah dan kecepatan angin per jam. Ketersediaan data parameter angin paling rendah pada ketinggian 10 meter adalah 79,37%, sedangkan pada ketinggian 60 meter adalah 64,12%. Ketersediaan seri data per jam dalam setahun dengan menggabungkan data lima tahun ditunjukkan pada **Tabel 3**. Jika data arah dan kecepatan angin pada tanggal, bulan dan jam tertentu pada setiap tahun tersedia semua selama lima tahun (2015-2019) maka data termasuk dalam kategori 5-seri data. Kategori 0-seri data menunjukkan terdapat kekosongan data per jam meskipun data digabung selama lima tahun. Catatan penting yang perlu diperhatikan adalah analisis ini mempertimbangkan tambahan data 1 hari (24 data per jam) pada tahun kabisat (tahun 2016) sehingga total data gabungan adalah 8784 data. Tambahan 24 data pada tahun kabisat tersebut dimasukkan dalam kategori 1-seri data. Analisis ketersediaan seri data arah dan kecepatan angin gabungan selama lima tahun menunjukkan tidak terjadi kekosongan seri data per jam untuk ketinggian 10 meter. Pada data pengamatan ketinggian 60 meter, terjadi 1 kekosongan seri data per jam, yaitu pada 29 Februari 2016 jam 17.00. Data tersebut merupakan data pada hari kabisat sehingga tidak memiliki seri data pada tahun yang lain. Penyebab paling dominan dari kehilangan data pemantauan adalah kerusakan sensor akibat faktor eksternal

Tabel 2: Ketersediaan data arah dan kecepatan angin per jam

| Tahun | Ketinggian 10 m | | Ketinggian 60 m | |
|-------|----------------------|----------------|----------------------|----------------|
| | Jumlah data tersedia | Persentase (%) | Jumlah data tersedia | Persentase (%) |
| 2015 | 8066 | 92,08 | 7063 | 80,63 |
| 2016 | 7389 | 84,12 | 6899 | 78,54 |
| 2017 | 8687 | 99,17 | 5617 | 64,12 |
| 2018 | 6953 | 79,37 | 6876 | 78,49 |
| 2019 | 8450 | 96,46 | 8540 | 97,49 |
| Total | 39548 | 90,24 | 34999 | 79,86 |

seperti sambaran petir serta perubahan suhu secara drastis pada siang dan malam hari. Kerusakan sensor mengakibatkan hilangnya data berurutan dalam waktu yang cukup lama karena menunggu proses penggantian sensor. Penyebab lain dari kehilangan data adalah masalah pada *datalogger*. Masalah ini umumnya dapat segera dideteksi dengan melaksanakan prosedur ceklis harian dan ditindaklanjuti dengan melakukan proses *reset datalogger*. Secara total, ketersediaan data parameter angin ketinggian 60 meter lebih rendah dari ketinggian 10 meter, yaitu 79,86% berbanding 90,24%. Dalam hal ini, sensor pada level yang lebih tinggi memiliki potensi kerusakan yang lebih besar terhadap faktor eksternal.

Hasil analisis kecepatan angin telah dilakukan untuk mengamati keberadaan nilai ekstrem yang dapat memberikan dampak signifikan terhadap instalasi nuklir dan fasilitas radiasi di KNS, seperti ditunjukkan pada Kecepatan angin rata-rata dan maksimum di KNS (dalam satuan meter/detik). Kecepatan angin rata-rata tahunan selama kurun waktu 2015 hingga 2019 berkisar 0,9 sampai 1,1 meter/detik untuk ketinggian pengamatan 10 meter. Pengamatan pada 60 meter menunjukkan data kecepatan angin rata-rata yang lebih tinggi, yaitu antara 2,3 dan 3,1 meter/detik. Demikian halnya dengan analisis kecepatan angin maksimum pun memiliki kecenderungan yang sama. Kecepatan angin maksimum pada ketinggian 10 meter berkisar 5,4 hingga 7,3 meter/detik, sedangkan pada ketinggian 60 meter antara 7,9 dan 9,2 meter/detik. Hal ini sesuai dengan kaidah profil angin secara vertikal bahwa kecepatan angin semakin meningkat dengan semakin tingginya level pengamatan, kecuali ada imbas dari *boundary layer* [11–13] *wind energy predictions, and simulations of pollutant and toxic gas release. Here, five methods to estimate the spatially- and temporally-averaged wind-speed profile are compared in London: the logarithmic wind law (LOG)*. Hasil analisis secara menyeluruh dengan menggabungkan data mulai tahun 2015 hingga 2019 menunjukkan bahwa kecepatan angin rata-rata pada ketinggian 10 meter dan 60 meter secara berturut-turut adalah 1,0 dan 2,7 meter/detik, sedangkan kecepatan angin maksimum secara berurutan adalah 7,3 dan 9,2 meter/detik. Dalam skala *Beaufort*, kecepatan angin maksimum pada ketinggian 10 dan 60 meter tergolong hembusan angin sejuk.

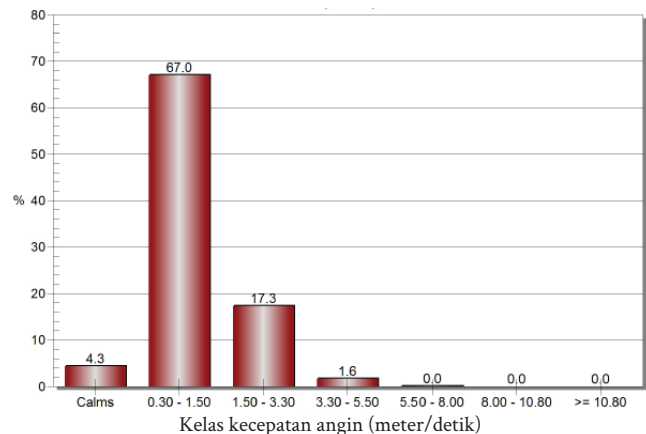
Pada umumnya, kecepatan angin diklasifikasikan menggunakan skala *Beaufort*. Distribusi frekuensi kecepatan angin di KNS berdasarkan skala *Beaufort* disajikan pada

Tabel 3: Ketersediaan seri data arah dan kecepatan angin per jam gabungan lima tahun

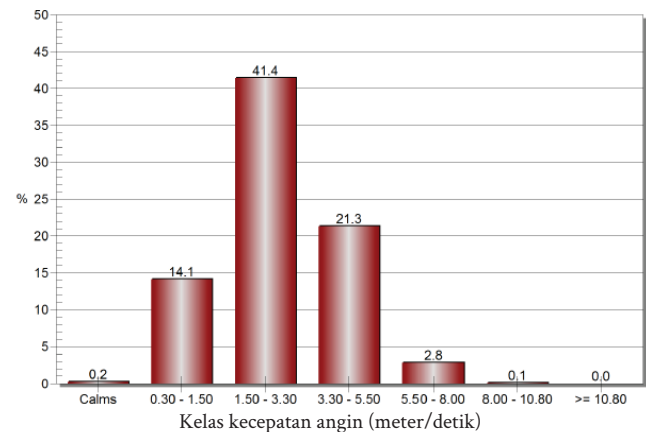
| Ketersediaan seri data | Ketinggian 10 m | | Ketinggian 60 m | |
|------------------------|-----------------|------------|-----------------|------------|
| | Jumlah | Persentase | Jumlah | Persentase |
| 0-seri | 0 | 0,00% | 1 | 0,01% |
| 1-seri | 24 | 0,27% | 709 | 8,07% |
| 2-seri | 66 | 0,75% | 450 | 5,12% |
| 3-seri | 437 | 4,97% | 1578 | 17,96% |
| 4-seri | 3114 | 35,45% | 1529 | 17,41% |
| 5-seri | 5143 | 58,55% | 4517 | 51,42% |
| Total | 8784 | 100,00% | 8784 | 100,00% |

Gambar 1. Kecepatan angin pada ketinggian permukaan (10 meter) didominasi oleh kategori 0,3–1,5 meter/detik atau dalam skala *Beaufort* disebut sebagai angin sedikit tenang (skala 1). Pada ketinggian 60 meter, kecepatan angin didominasi oleh kategori 1,5–3,3 meter/detik atau disebut sedikit hembusan angin (skala 2) [8], [10].

Deskripsi arah dan kecepatan angin di KNS disajikan dalam bentuk cakra angin untuk memberikan gambaran secara visual distribusi frekuensi selama tahun 2015 hingga 2019, seperti ditunjukkan pada **Gambar 2**. Cakra angin dihiparkkan pada

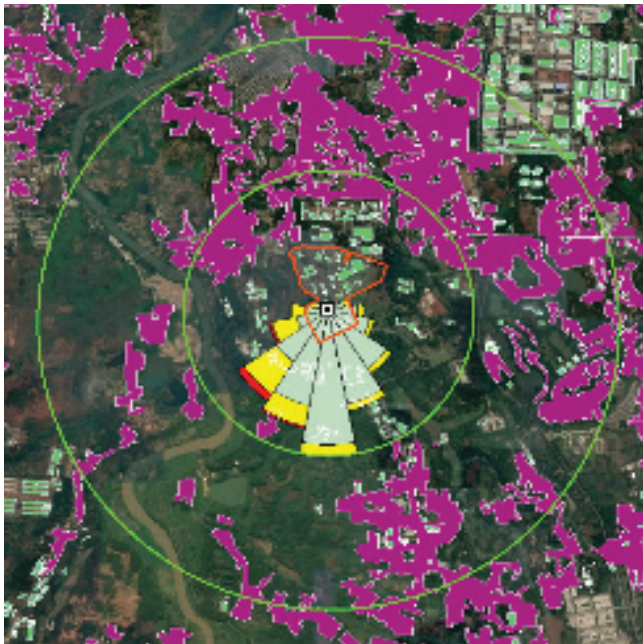


(A)



(B)

Gambar 1. Distribusi kecepatan angin KNS 2015-2019 pada ketinggian 10 m (A) dan ketinggian 60 m (B)



(A)



Gambar 2. Cakra angin KNS 2015-2019 pada ketinggian 10 m (A) dan ketinggian 60 m (B)

peta yang telah dilengkapi visualisasi gedung atau bangunan (ditandai dengan warna hijau) dan area pemukiman (ditandai dengan warna ungu). Secara umum, cakra angin untuk ketinggian 10 meter dan 60 meter memiliki profil arah angin yang sama dengan dominasi angin bertiup dari arah Selatan. Cakra angin juga menggambarkan bahwa kecepatan angin pada ketinggian 10 meter didominasi oleh kelas 0,3–1,5 meter/detik (warna abu-abu), sedangkan kecepatan angin pada ketinggian 60 meter didominasi oleh kategori 1,5-3,3 meter/detik (warna kuning). Hal ini sekaligus mengkonfirmasi analisis distribusi

Tabel 4: Kecepatan angin rata-rata dan maksimum di KNS (dalam satuan meter/detik)

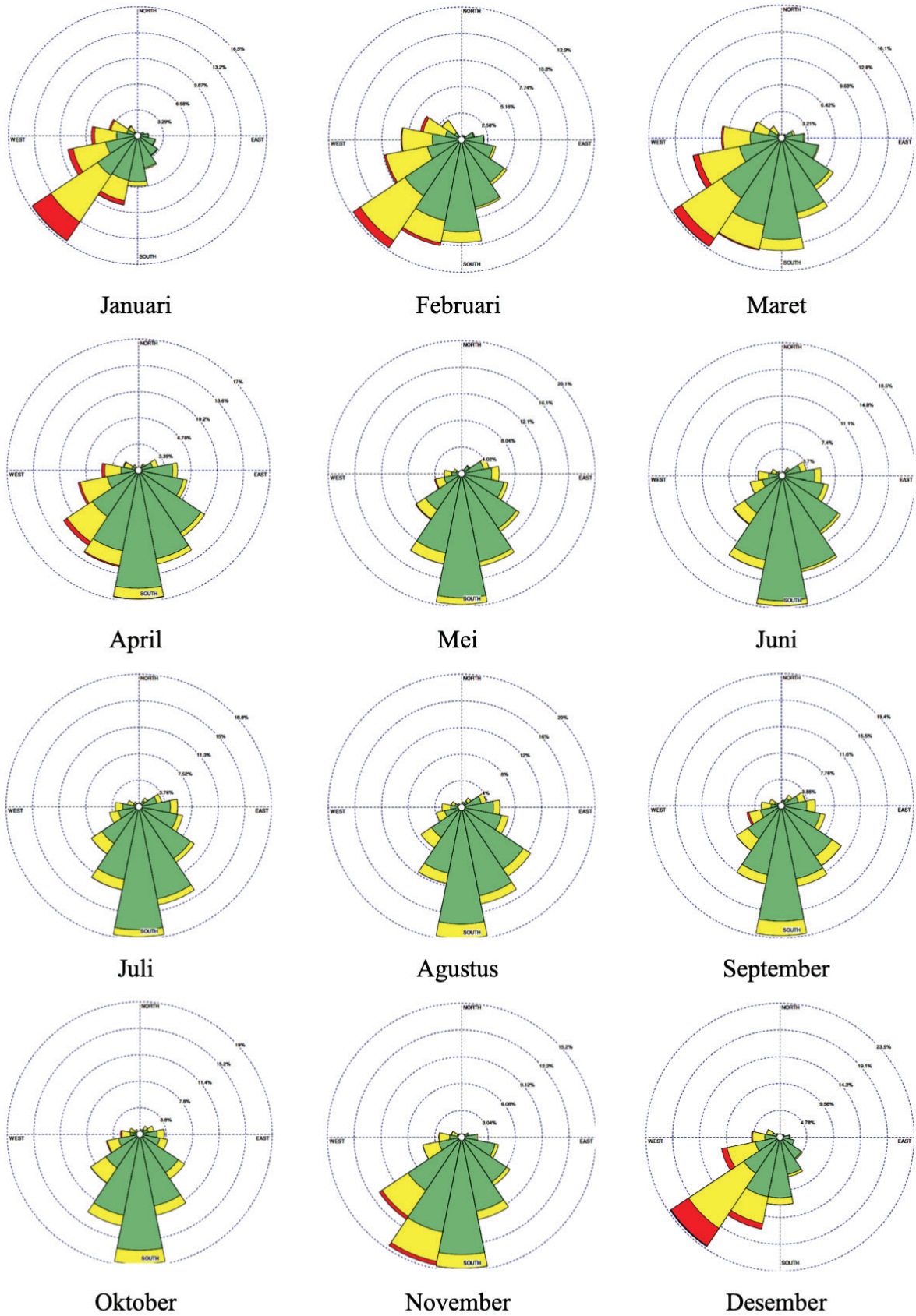
| Tahun | Ketinggian 10 m | | Ketinggian 60 m | |
|-------|-----------------|----------|-----------------|----------|
| | Rata-rata | Maksimum | Rata-rata | Maksimum |
| 2015 | 0,9 | 6,1 | 3,1 | 9,2 |
| 2016 | 1,0 | 6,6 | 2,8 | 8,4 |
| 2017 | 1,1 | 6,0 | 2,3 | 7,9 |
| 2018 | 1,0 | 7,3 | 2,8 | 8,4 |
| 2019 | 1,0 | 5,4 | 2,4 | 8,2 |
| Total | 1,0 | 7,3 | 2,7 | 9,2 |

frekuensi kecepatan angin yang telah dibahas sebelumnya. Dengan demikian, masyarakat yang beraktivitas di sebelah Utara KNS perlu dipertimbangkan sebagai kelompok kritis dalam kajian penerimaan dosis radiasi dari jalur atmosferik. Di dalam kawasan PUSPIPTEK, kelompok masyarakat yang berpotensi menjadi kelompok kritis antara lain pegawai BATAN, pegawai Badan Pengkajian dan Penerapan Teknologi (BPPT) dan pegawai PUSPIPTEK yang beraktivitas di gedung sebelah Utara cerobong lepasan instalasi nuklir dan fasilitas radiasi. Di luar kawasan PUSPIPTEK, masyarakat yang tinggal di sebagian wilayah desa/kelurahan Muncul, Keranggan dan Kademangan juga berpotensi menjadi kelompok kritis.

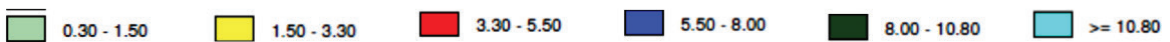
Dalam rangka memberikan gambaran profil angin per bulan, data pemantauan angin pada ketinggian 10 meter selama 5 tahun dikelompokkan berdasarkan bulan, selanjutnya dibuat cakra anginnya, seperti ditunjukkan pada **Gambar 3**. Analisis cakra angin bulanan menunjukkan bahwa angin di sekitar KNS dominan bertiup dari arah Selatan pada bulan April hingga November. Pada bulan Desember hingga Maret, angin cenderung dominan bertiup dari arah Barat Daya. Pada bulan Maret dan November dapat dilihat adanya proses transisi dominasi tiupan arah angin dari arah Barat Daya menuju dominasi tiupan arah angin dari arah Selatan dan sebaliknya [14]. Selain itu, analisis cakra angin bulanan juga menunjukkan bahwa kecepatan angin pada bulan November hingga April cenderung lebih tinggi yang ditunjukkan dengan adanya kelas angin warna biru dan merah serta dominannya warna kuning. Pada bulan Mei hingga Oktober, kecepatan angin cenderung lebih rendah.

4 Kesimpulan

Analisis karakteristik angin di stasiun pemantauan cuaca KNS telah dilakukan dengan cakupan data 5 tahun dari 2015 hingga 2019. Analisis ketersediaan data arah dan kecepatan angin pada ketinggian 10 meter selama kurun waktu tersebut mencapai 90%, lebih baik dari ketersediaan data pada ketinggian 60 meter sekitar 80%. Kecepatan angin maksimum pada ketinggian 10 meter adalah 7,3 meter/detik, sedangkan pada ketinggian 60 meter adalah 9,2 meter/detik. Analisis lanjutan dari nilai maksimum kecepatan angin per tahun dapat digunakan untuk menentukan nilai ekstrem terkait potensi bahaya terhadap instalasi nuklir dan fasilitas nuklir di KNS.



Legenda kelas kecepatan angin dalam meter/detik:



Gambar 3. Cakra angin per bulan KNS pada tahun 2015-2019

Kecepatan angin pada ketinggian 10 meter dengan frekuensi paling banyak dikategorikan skala 1 pada klasifikasi skala *Beaufort*, sedangkan pada ketinggian 60 meter cenderung lebih tinggi, yaitu skala 2. Hasil analisis cakra angin menunjukkan angin di KNS dominan bertiup dari Selatan. Analisis cakra angin dapat digabungkan dengan analisis stabilitas atmosferik untuk digunakan sebagai data masukan analisis sebaran zat radioaktif di udara. Potensi menjadi kelompok kritis dimiliki oleh pegawai BATAN, BPPT dan PUSPIPTEK serta sebagian warga desa/kelurahan Muncul, Keranggan dan Kademangan yang beraktivitas di sebelah Utara cerobong lepasan instalasi nuklir dan fasilitas radiasi.

Daftar Pustaka

- [1] Badan Pengawas Tenaga Nuklir, *Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 6 Tahun 2014 tentang Evaluasi Tapak Instalasi Nuklir untuk Aspek Meteorologi dan Hidrologi*. Indonesia, 2014.
- [2] Badan Pengawas Tenaga Nuklir, *Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 8 Tahun 2012 tentang Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Nondaya*. Indonesia, 2012.
- [3] Badan Pengawas Tenaga Nuklir, *Peraturan Badan Pengawas Tenaga Nuklir Republik Indonesia Nomor 5 Tahun 2019 tentang Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Nuklir Nonreaktor*. Indonesia, 2019.
- [4] Pusat Pendayagunaan Informatika dan Kawasan Strategis Nuklir, "Dokumen Pemutakhiran Data Rona Lingkungan Kawasan Nuklir Serpong 2020," Tangerang Selatan, 2020.
- [5] Pusat Pendayagunaan Informatika dan Kawasan Strategis Nuklir, "Laporan Kegiatan Evaluasi dan Validasi Data Cuaca Kawasan Nuklir Serpong," Tangerang Selatan, 2020.
- [6] United States Environmental Protection Agency, *EPA Meteorological Monitoring Guidance for Regulatory Modeling Applications* US EPA, 2000.
- [7] J. L. Thé, C. L. Thé, and M. A. Johnson, *User Guide Wind and Rain Rose Plots for Meteorological Data WRPLOT View TM*. 2016.
- [8] L. Hasse, *Basic Atmospheric Structure and Concepts: Beaufort Wind Scale*, Second Edi., vol. 1. Elsevier, 2015.
- [9] G. T. Meaden *et al.*, "Comparing the theoretical versions of the Beaufort scale, the T-Scale and the Fujita scale," *Atmos. Res.*, vol. 83, no. 2-4 SPEC. ISS., pp. 446–449, 2007.
- [10] D. R. Aji and M. N. Cahyadi, "Analisa Karakteristik Kecepatan Angin dan Tinggi Gelombang Menggunakan Data Satelit Altimetri (Studi Kasus: Laut Jawa)," *Geoid*, vol. 11, no. 1, p. 75, 2015.
- [11] C. W. Kent, C. S. B. Grimmond, D. Gatey, and J. F. Barlow, "Assessing methods to extrapolate the vertical wind-speed profile from surface observations in a city centre during strong winds," *J. Wind Eng. Ind. Aerodyn.*, vol. 173, no. December 2017, pp. 100–111, 2018.
- [12] C. R. Calidonna, D. Gulli, E. Avolio, S. Federico, T. Lo Feudo, and A. Sempreviva, "One Year of Vertical Wind Profiles Measurements at a Mediterranean Coastal Site of South Italy," *Energy Procedia*, vol. 76, pp. 121–127, 2015.
- [13] L. Wang *et al.*, "Vertical wind profiling with fiber-Mach-Zehnder-interferometer-based incoherent Doppler lidar," *Opt. Lasers Eng.*, vol. 121, no. March, pp. 61–65, 2019.
- [14] A. Yuniarto and M. C. C. Hikmat, "The Study of Atmospheric Dispersion Model on Accident Scenario of Research Reactor G. A. Siwabessy using HotSpot Codes as A Nuclear Emergency Decision Support System," *Tri Dasa Mega*, vol. 21, no. 1, pp. 1–8, 2019.

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** Agus Yudhi Pristianto

Instansi : BAPETEN

Pertanyaan:

- a) Dari kesimpulan dinyatakan bahwa potensi kelompok kritis ada pada lokasi sebagaimana disebutkan, apakah telah/pernah dilakukan sampling pengukuran terhadap kelompok kritis tersebut terkait penerimaan dosis masyarakat dan bagaimana hasilnya?

Jawaban:

- a) Praktik pengukuran dosis radiasi kepada anggota publik atau masyarakat secara langsung cukup sulit dilakukan. Misalnya, penggunaan dosimeter personel (TLD, film badge) oleh masyarakat untuk paparan eksterna tidak mudah dipantau konsistensinya. Teknis pengambilan sampel urin atau feses dan penggunaan whole body counter untuk paparan interna juga tidak mudah dilakukan. Di samping itu, ada faktor sosio-psikologis yang signifikan terhadap publik

dalam pengukuran dosis radiasi secara langsung. Oleh karena itu, dosis yang diterima oleh publik merupakan besaran yang diestimasi dan tidak diukur secara langsung. Estimasi dosis publik dilakukan melalui kajian radiologis menggunakan pemodelan (computer code) dengan mempertimbangkan lepasan zat radioaktif dari instalasi nuklir/fasilitas radiasi dan/atau zat radioaktif yang terdeteksi pada komponen lingkungan dari kegiatan pengelolaan dan pemantauan lingkungan rutin. Lepasn zat radioaktif ke lingkungan dan konsentrasi aktivitas zat radioaktif di lingkungan juga dibandingkan dengan baku tingkat radioaktivitas di lingkungan dan nilai batas lepasan radioaktivitas ke lingkungan yang telah ditetapkan dengan memperhatikan nilai batas dosis dan pembatas dosis tahunan masyarakat. Kepatuhan terhadap dua nilai batas radioaktivitas lingkungan tersebut secara rutin harus dibuktikan

selama pengoperasian instalasi nuklir dan fasilitas radiasi. Selain itu, pemantauan lingkungan rutin juga mempertimbangkan pengukuran dosis kumulatif (TLD) dan laju dosis (baik sesaat maupun kontinyu), termasuk pada lokasi kelompok kritis. Kegiatan pengelolaan dan pemantauan lingkungan

secara komprehensif yang telah dijelaskan tersebut diharapkan dapat menjamin keselamatan masyarakat dari pengoperasian instalasi nuklir/fasilitas radiasi di Kawasan Nuklir Serpong meskipun pengukuran dosis masyarakat (kelompok kritis) secara langsung tidak dilakukan.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Kajian Dosis Efektif Pekerja Radiasi Radiologi Diagnostik dan Intervensional Rumah Sakit di Indonesia Tahun 2017 sampai dengan 2020

Rini Anggraeni¹, Irma D. Rahayu¹, dan Egnés Ekaranti¹

¹Pusat Teknologi Keselamatan Radiasi (PTKMR), BATAN, Jakarta

rini-anggraeni@batan.go.id

ABSTRAK

Berkembangnya modalitas teknologi radiologi diagnostik dan intervensional membuat semakin meningkatnya jumlah pekerja radiasi yang ada di Indonesia. Paparan radiasi yang dihasilkan dari teknologi tersebut memberikan paparan radiasi pada tenaga kesehatan yang menggunakannya. Sebagai konsekuensi dari penerapan Perka 4 tahun 2013 maka setiap pemegang izin harus memastikan pekerja radiasinya tidak menerima dosis efektif melebihi 20 mSv/tahun. Tujuan dari kajian ini adalah mengetahui dosis efektif tahunan pekerja radiasi yang melakukan pemanfaatan pada fasilitas radiologi diagnostik dan intervensional. Hal ini dapat dijadikan acuan menentukan tren dari dosis efektif tahunan pekerja radiasi di Indonesia. Data dosis efektif yang dikaji adalah data dosis efektif tahun 2017 sampai dengan 2020 dengan mempertimbangkan beban kerja dan modalitas teknologi yang dimiliki rumah sakit. Hasil dari kajian ini terlihat adanya kenaikan jumlah pekerja radiasi karena adanya tambahan modalitas teknologi sehingga terjadi juga peningkatan jumlah prosedur pemeriksaan di rumah sakit yang membutuhkan adanya pekerja radiasi baru. Pada kajian ini juga diketahui bahwa 99,1% atau mayoritas pekerja radiasi masih menerima dosis di level operasional dan mayoritas sebaran dosis efektif berada pada rentang 0-1,25 mSv. Disimpulkan bahwa sistem keselamatan yang diterapkan selama ini telah cukup baik pada penerapan prosedur radiologi diagnostik dan intervensional.

Kata Kunci: Pekerja radiasi, dosis efektif, dosis kolektif

Short Presentation

1 Pendahuluan

Pemanfaatan teknologi radiasi pengion sebagai penunjang diagnosa dalam dunia kesehatan sangatlah berkembang pesat. Menurut data Badan Pengawas Tenaga Nuklir (Bapeten) pada tahun 2015 terdapat 5.979 izin pemanfaatan di bidang medis/kesehatan dan 32.710 pekerja radiasi di seluruh Indonesia. Saat ini sudah terdapat 8.243 izin penggunaan pada radiologi diagnostik dan intervensional. Dapat dipastikan juga jumlah pekerja radiasi bidang kesehatan saat ini sudah jauh meningkat dari data di tahun 2015.

Pemanfaatan radiasi pengion pada fasilitas radiologi diagnostik dan intervensional memberikan paparan radiasi kepada radiografer, dokter, perawat dan tenaga kesehatan lainnya. Paparan radiasi didapatkan ketika melakukan prosedur diagnostik atau terapi. Peningkatan paparan radiasi erat kaitannya dengan semakin majunya teknologi radiasi pengion yang digunakan suatu fasilitas. Di dunia, 75% pekerja radiasi adalah pekerja radiasi di bidang kesehatan [7]. Para pekerja radiasi bidang kesehatan ini bekerja dengan berbagai modalitas teknologi mulai dari pesawat sinar-x sampai gamma camera untuk kedokteran nuklir. Rata-rata pekerja radiasi ini bekerja selama 7 jam dan 2-3 jam diantaranya bekerja aktif dengan radiasi. Untuk pekerja radiasi dengan modalitas teknologi intervensional seperti *cathlab* dan *extracorporeal shock wave lithotripsy* (ESWL) dapat menerima dosis terus menerus selama 30 menit atau lebih dalam satu siklus jadwal kerja.

Bapeten selaku badan pengawas di Indonesia telah menetapkan dosis efektif rata-rata seluruh tubuh sebesar 20 mSv per tahun dalam periode lima tahun untuk pekerja radiasi [3]. Selain itu, *The International Commission on Radiological Protection* (ICRP) dalam *ICRP Publication 103* juga merekomendasikan unuk penerimaan dosis efektif (E) tahunan adalah 20 mSv per tahun untuk seluruh tubuh. Karena itu, setiap pemegang izin harus

SKN 2021

memastikan seluruh pekerja radiasinya tidak memiliki dosis efektif melebihi 20 mSv per tahun.

Sebagai konsekuensi dari Perka Bapeten Nomor 4 Tahun 2013 maka, setiap pekerja radiasi yang bekerja dengan fasilitas radiasi pengion diwajibkan untuk memakai alat pemantau dosis perorangan. Saat ini, alat pemantau dosis perorangan yang umum digunakan adalah dosimeter termoluminisensi.

Pada makalah ini akan dibahas mengenai kajian dosis efektif tahunan pekerja radiasi yang melakukan pemanfaatan pada fasilitas radiologi diagnostik dan intervensional. Kajian ini dapat dijadikan acuan dan menentukan tren dari dosis efektif tahunan pekerja radiasi dan kemudian akan dibandingkan rekomendasi yang ditentukan oleh Bapeten dan *The International Commission on Radiological Protection (ICRP)*.

2 Metode/Methodologi

Makalah ini menggunakan data dosis efektif pekerja radiasi di rumah sakit dari periode tahun 2017-2020. Terdapat data 3 rumah sakit yang digunakan dalam makalah ini. Pemilihan data dosis efektif pekerja radiasi di rumah sakit ini berdasarkan modalitas teknologi yang digunakan dan beban kerja saat menggunakan radiasi di rumah sakit. Pada tulisan ini berfokus pada modalitas teknologi pekerja radiasi berupa pesawat sinar-x, *computed tomography scan (CT Scan)*, *cathlab* dan *ESWL*. Akan tetapi, pada tulisan ini hanya berfokus pada seluruh pekerja radiasi dan tidak membaginya berdasarkan jenis tenaga kesehatan. Pekerja ini menggunakan alat pemantau dosimeter $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$. Pekerja ini menggunakan alat pemantau dosis selama 3 bulan. Alat pemantau dosis hanya digunakan saat bekerja aktif dengan radiasi, pekerja disarankan meletakkan di dada atau di bawah apron. Pada masing-masing alat pemantauan dosis yang digunakan pekerja radiasi tercantum nama, kode khusus pekerja radiasi dan periode pemakaian. Termoluminisensi $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$ ini memiliki rentang pengukuran $1 \mu\text{Gy}-10^3 \text{ Gy}$. Proses evaluasi pembacaan dosis termoluminisensi dengan *TLD Badge Reader TL 1010* buatan Nuclenonix. Pengujian terhadap proses evaluasi dosis dilakukan dengan metode yang telah diakreditasi ISO-17025.

3 Hasil dan Pembahasan

Telah dilakukan pengkajian dosis efektif untuk ketiga rumah sakit yang melakukan pemantauan dosis efektif di laboratorium dosimetri PTKMR-BATAN. Jumlah sampel yang digunakan untuk kajian ini adalah sebanyak 619 pekerja radiasi, 68% diantaranya merupakan laki-laki dan 32% sisanya merupakan perempuan. Jumlah pekerja ini merupakan pekerja aktif yang mulai bekerja dari tahun 2017-2020. Dapat dilihat pada **Tabel 1** di bawah data jumlah pekerja radiasi dan dosis efektif kolektif tahunan dari ketiga RS yang dijadikan sampel pada kajian ini.

Pada RS A terlihat peningkatan jumlah pekerja radiasi dari tahun 2018 ke 2019 terjadi sebesar 42% dari jumlah pekerja radiasi tahun sebelumnya. Pada RS B terjadi peningkatan pekerja radiasi pada tahun 2017 ke 2018 sedangkan pada RS

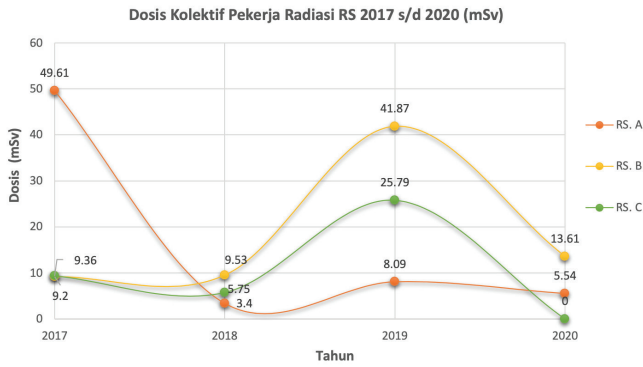
Tabel 1: Perbandingan Dosis Kolektif Pekerja di RS

| Tahun | RS A | | RS B | | RS C | |
|-----------------|------------------------|----------------------------|------------------------|----------------------------|------------------------|----------------------------|
| | Jumlah pekerja radiasi | E_{kol} (man-mSv) | Jumlah pekerja radiasi | E_{kol} (man-mSv) | Jumlah pekerja radiasi | E_{kol} (man-mSv) |
| 2017 | 17 | 49,61 | 52 | 9,2 | 62 | 9,36 |
| 2018 | 17 | 3,4 | 60 | 9,53 | 69 | 5,75 |
| 2019 | 38 | 8,09 | 60 | 41,87 | 77 | 25,79 |
| 2020 | 37 | 5,54 | 53 | 13,61 | 77 | 23,91 |
| Rata-rata | | 16,66 | | 18,55 | | 16,20 |
| Standar Deviasi | | 22,06 | | 15,67 | | 10,12 |

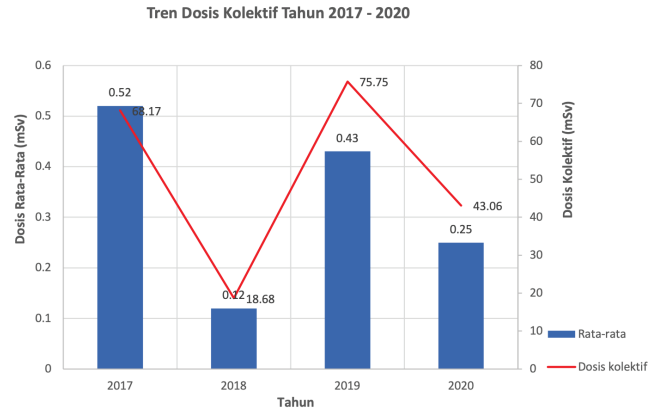
C peningkatan pekerja radiasi terjadi pada tahun 2018 ke 2019. Tren peningkatan pekerja radiasi terjadi kemungkinan karena meningkatnya jumlah prosedur radiologis yang dapat dilakukan di rumah sakit tersebut akibat dari bertambahnya modalitas teknologi terbaru. Adanya inspeksi fasilitas dan prosedur perizinan oleh Badan Pengawas dapat juga menyebabkan adanya peningkatan jumlah pekerja radiasi yang melakukan evaluasi dosis pekerja karena semakin tertelusurnya jumlah pekerja radiasi aktif.

Pada **Tabel 1** terlihat dosis efektif kolektif tahunan RS A tahun 2017 memiliki nilai sebesar 49,61 mSv. Hal ini disebabkan terdapat 3 pekerja radiasi yang memiliki dosis efektif melebihi nilai batas dosis triwulan ($>5 \text{ mSv/triwulan}$) yang ditetapkan Badan Pengawas Tenaga Nuklir (Bapeten). Pada tahun 2019 RS B memiliki nilai dosis kolektif sebesar 41,87 mSv. Hal ini juga disebabkan oleh dosis efektif salah satu pekerja radiasi yang melebihi nilai batas dosis triwulan. Pekerja radiasi yang memiliki dosis tinggi tersebut merupakan pekerja radiasi yang menggunakan modalitas radiologi intervensional. Hal ini diketahui dari proses pendataan pekerja yang mencantumkan divisi dari penempatan pekerja tersebut. Penggunaan modalitas radiologi intervensional ini memiliki kemungkinan lebih besar menerima dosis efektif lebih tinggi karena pada teknologi radiologi intervensional paparan radiasi yang diberikan terus-menerus selama berlangsungnya prosedur. Berdasarkan prinsip pengendalian proteksi radiasi eksterna, pengaturan waktu merupakan cara paling efektif yang dapat diterapkan pada prosedur radiologi intervensional mengingat penerapan jarak dan perisai tidak dapat diterapkan secara maksimal. Oleh karena itu, pengaturan jadwal yang merata bagi pekerja yang melakukan prosedur intervensional sangatlah perlu diperhatikan. Pengaturan jadwal dapat dilakukan dengan menentukan waktu maksimal pekerja saat melakukan prosedur intervensional setiap harinya. Selain itu, adanya pelatihan kompetensi proteksi radiasi pada prosedur intervensional dapat meningkatkan kepedulian terhadap aspek keselamatan saat melakukan prosedur intervensional. Adanya pelatihan juga berpengaruh terhadap pemerataan kemampuan pekerja radiasi.

Pada **Gambar 1** di bawah ditampilkan grafik perbandingan dosis kolektif pekerja radiasi di masing-masing RS. Terlihat pada RS A nilai dosis kolektif tertinggi pada tahun 2017 dan terendah pada tahun 2018. Untuk RS B nilai dosis kolektif tertinggi pada tahun 2019 dan terendah pada tahun 2017. Sedangkan, pada RS C dosis kolektif tertinggi diterima tahun 2019 dan terendah pada tahun 2020.



Gambar 1. Grafik Perbandingan Dosis Kolektif Pekerja di RS



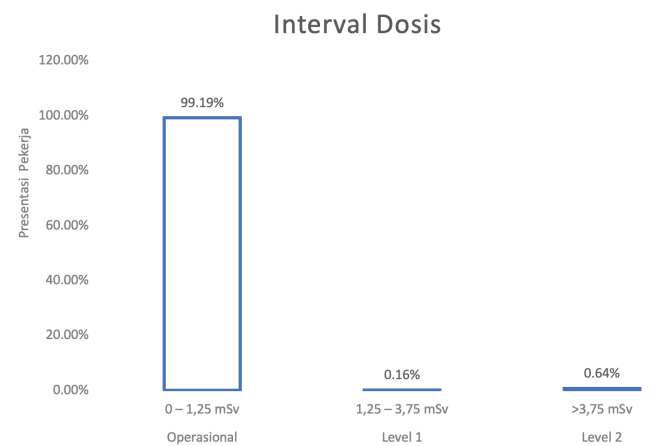
Gambar 2. Tren dosis kolektif tahun 2017 – 2020

Tabel 2: Perbandingan Dosis Efektif Kolektif tahun 2017-2020

| Tahun | Jumlah pekerja radiasi | Dosis Efektif Kolektif Tahunan | | |
|-----------------|------------------------|--------------------------------|-----------|-----------------|
| | | Total | Rata-rata | Standar Deviasi |
| 2017 | 131 | 68,18 | 0,52 | 1,91 |
| 2018 | 146 | 18,68 | 0,12 | 0,15 |
| 2019 | 175 | 75,75 | 0,43 | 1,99 |
| 2020 | 167 | 43,06 | 0,25 | 0,14 |
| Rata-rata | | 51,42 | 0,33 | |
| Standar Deviasi | | 25,91 | 0,18 | |

Tabel 3: Persentase pekerja berdasarkan interval dosis

| | Operasional | Level 1 | Level 2 |
|--------------------|--------------|-----------------|-----------|
| Interval Dosis | 0 – 1,25 mSv | 1,25 – 3,75 mSv | >3,75 mSv |
| Persentase Pekerja | 99,19% | 0,16% | 0,64% |



Gambar 3. Sebaran dosis efektif pekerja radiasi dari tahun 2017 - 2020

Perbandingan dosis efektif kolektif ketiga RS ini pada tahun 2017-2020 dapat dilihat pada Tabel 2. Rata-rata dosis kolektif tahun 2017-2020 untuk ketiga RS ini adalah 0,33 mSv dengan total dosis kolektif sebesar 205,66 mSv untuk 619 pekerja radiasi di ketiga RS ini. Pada Gambar 2 di bawah terlihat grafik dosis kolektif pada tahun 2017 memiliki nilai tertinggi kemudian menurun pada tahun 2018 dan kembali meningkat pada tahun 2019 dan turun kembali pada tahun 2020. Karena, dosis kolektif ini erat kaitannya dengan penerimaan dosis efektif masing-masing pekerja radiasi.

Pada Tabel 3 ditampilkan data persentase pekerja berdasarkan interval dosis radiasi. Penerapan interval dosis ini digunakan untuk melihat persentase pekerja radiasi yang memiliki dosis di luar dosis level operasional. Pada level operasional dosis yang diterima pekerja radiasi adalah dosis yang diterima jika pengoperasian dan penerapan proteksi radiasi dilakukan dengan baik, level 1 adalah penerimaan level dosis dimana ada kemungkinan tingginya beban kerja atau adanya penerapan proteksi yang masih kurang. Pada level 1 pekerja radiasi belum mendapatkan teguran atau tindakan investigasi. Pekerja radiasi yang berada pada dosis level 2 maka akan dilakukan investigasi penyebab mendapatkan dosis berlebih dibandingkan pekerja lainnya. Data pengklasifian dosis ini dapat dilakukan secara internal di RS baik sebagai data acuan saat investigasi atau untuk memastikan sistem proteksi modalitas teknologi yang digunakan RS saat ini berjalan baik atau masih perlu ada perbaikan.

Untuk lebih mudah mengetahui tentang sebaran rentang dosis efektif pada level operasional pada pekerja radiasi di 3

rumah sakit ini maka dilakukan pengklasifian dosis efektif dan akan dilakukan penghitungan statistik dengan distribusi normal. Pada Gambar 3 diperlihatkan grafik sebaran dosis efektif dari tahun 2017-2020. Pada Gambar 3 menunjukkan nilai rentang dosis efektif mayoritas pekerja radiasi dari tahun 2017-2020 berada pada 0-0,25 mSv. Data ini semakin menunjukkan mayoritas pekerja radiasi menerima dosis masih pada level operasional.

4 Kesimpulan

Dari kajian ini didapatkan rata-rata dosis kolektif untuk 619 pekerja radiasi radiologi diagnostik dan intervensional di 3 rumah sakit di Indonesia adalah sebesar 0,33 mSv dengan standar deviasi 0,18. Nilai median yang diterima adalah 0,12 mSv dan nilai dosis efektif yang sering diterima pada tahun 2017-2020 adalah 0 mSv. Total dosis kolektif dari tahun 2017-2020 yang diterima sebesar 205,66 mSv.

Tren dosis kolektif pada tahun 2017 dan 2019 mengalami nilai yang tinggi tetapi pada tahun berikutnya yaitu pada 2018 dan 2020 nilai dosis kolektif menurun secara drastis. Ini dapat disebabkan karena peningkatan kepedulian penggunaan peralatan protektif radiasi, aspek keselamatan dari modalitas teknologi, penambahan pengetahuan mengenai proteksi radiasi.

Mayoritas (99,19%) pekerja radiasi di ketiga RS ini menerima dosis pada level operasional. Ini menunjukkan adanya penerapan sistem keselamatan yang sudah cukup baik. Mayoritas sebaran dosis operasional ada di rentang 0-1,25 mSv.

Dari kajian yang telah dilakukan dapat disimpulkan bahwa penerimaan dosis efektif mayoritas pekerja radiasi masih berada pada level operasional dan tidak perlu dilakukan investigasi. Penerimaan dosis yang diterima mayoritas pekerja radiasi juga masih di bawah nilai batas dosis yang direkomendasikan oleh Bapeten dan ICRP.

Ucapan Terima Kasih

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Kepala dan Staf Kelompok Proteksi dan Keselamatan Radiasi PTKMR-BATAN karena telah menyediakan data dosis efektif.

Daftar Pustaka

- [1] BAPETEN (2013) Peraturan kepala Bapeten No. 4 Tahun 2013 tentang proteksi dan keselamatan radiasi dalam pemanfaatan tenaga nuklir, Jakarta.
- [2] BAPETEN (2003) Peraturan kepala Bapeten No. 2 Tahun 2003 tentang sistem pelayanan pemantauan dosis eksterna perorangan, Jakarta.
- [3] Hiswara Eri, Dewi Kartikasari, Nunung Nuraeni (2020) Dosis radiasi pekerja dan pasien pada tindakan intervensi di RSUP. Dr. M. Djamil, Padang. Jurnal FK Universitas Andalas Volume 1, Padang. Hal 39-47.
- [4] IAEA Safety Standards (2018) Occupational Radiation Protection. International Atomic Energy Agency, Wina.
- [5] ICRP (2007) ICRP Publication 103: Recommendations of The ICRP. Elsevier, Amsterdam.
- [6] Nagamoto K, Moritake T, Nakagami K et al. (2021) Occupational radiation dose to the lens of the eye of medical staff who assist in diagnostic CT Scans. Journal of Heliyon Volume 7, Japan. Page 55-66.
- [7] Nassef M.H, A.A. Kinsara. (2017) Occupational Radiation Dose for Medical Workers at a University Hospital. Journal of Taibah University for Science Volume 11, Taibah. Page 80-88.
- [8] Sahin, A. Tatar, A., Oztas., et al. (2009), Evaluation of the genotoxic effects of chronic low-dose ionizing radiation exposure on nuclear medicine workers. Nucl. Med. Biol. 36, Page 575-578.
- [9] UNSCEAR, (2008) Effects of ionizing radiation volume I. New York.
- [10] UNSCEAR, (2016) Sources, effects and risks of ionizing radiation. Report to the General Assembly with Scientific Annexes, New York.
- [11] Y. Alashban, N. Shubayr, et al. (2021) Assesment of Radiation dose for dental workers in Saudi Arabia. Journal of King Saud University- Science Volume 33, Riyadh. Page 33-38
- [12] Y. Alashban. (2021) An assesment of occupational effective dose in several medical departments in Saudi arabia. Journal of King Saud University – Science Volume 1, Riyadh. Page 1-21.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Enhancing Organization Culture of Regulatory Body through BAPETEN-235 Scheme

Reno Alamsyah¹, Dedi Hermawan¹, Pandu Dewanto¹, Zulfiandri¹, and Agus Yudhi Priyantio¹

¹Nuclear Energy Regulatory Agency of Indonesia (BAPETEN), Jl. Gajah Mada No. 8. Jakarta 10120. INDONESIA.

r.alamsyah@bapeten.go.id

ABSTRAK

The BAPETEN's Management System stipulates the implementation of a safety culture and a security culture within BAPETEN. In 2018-2020 periods, BAPETEN has cooperated with faculty of Psychology of Gajah Mada University to develop regulatory culture. This cooperation study resulted in organizational values, that has been adopted into the BAPETEN Strategic Plan 2020-2024. There are many other concepts of culture proposed internationally, such as quality culture, positive workplace culture, and culture of independence, that may also be applied in BAPETEN. Thus, the problem identified in this paper was: How may BAPETEN enhance its organizational culture in accordance with the mandated roles and functions? This question is very important, because without a good practice of organizational culture, then the credibility and sustainability of the regulatory organization, as well as safety and security in the use of nuclear energy, will be in a vulnerable position. A prescriptive, qualitative and analytical approach was applied, and secondary data from reliable sources was used to identify and select concepts of culture to be integrated. The integration process was then carried out, considering the existing national regulation, and the result was compared with the all concepts of culture considered. In the final section, a strategy for implementing integrated concepts of culture is also discussed. This paper concludes that the concept of organizational culture developed, namely BAPETEN-235, has harmoniously integrated mature concept of cultures suitable for BAPETEN, i.e.: safety culture, security culture and regulatory culture. BAPETEN-235 is also fulfilling the existing national regulation and in concordance with the available concepts of Culture of Independence, Quality Culture, and positive workplace culture. Integrated concept of BAPETEN-235 needs higher commitment and extra measures in the preparation phase, but it facilitates clear and consistent implementation, and prevents the potency for confusion and conflict in the execution. BAPETEN-235 should be adopted in strategic policies, completed with implementation and evaluation guidelines, and encouraged and fostered by a strong leadership who mobilizes and directs resources, and coordinates the required process.

Keywords: Organizational Culture, Safety Culture, Security Culture, Regulatory Culture.

Short Presentation

1 Introduction

In general, organizational culture is interpreted as the common way of thinking and acting on people in an organization, as if being programmed, which distinguishes it from other organizations. One definition states that "Organizational culture comprises sets of beliefs held by an organization's members, as well as associated actions that are guided by and sustain these beliefs" [1]. Furthermore, it is also explained that belief is a shared conception held by organizational members about characteristics that are important or valued in the organization and between the organization and its constituents. Then, actions are considered very important for understanding culture because this is where beliefs are driven. In this way, culture can be conceptualized as: shared values, the cognitive framework by which people perceive the world, and the repertoire of actions that people use in patterned ways.

SKN 2021

With the above understanding, the organizational culture is a general concept. The specificity of the roles and functions of the organization is then may enrich the culture of the organization itself. As a nuclear regulatory organization, BAPETEN is bound by certain beliefs and attitudes towards aspects of safety, security, quality, and even with the regulatory practice itself. This means that the organizational culture in BAPETEN can accommodate cultures for safety, security, quality, and regulatory practice.

The standard for safety culture was published by the IAEA as a lessons learned and response to the Chernobyl nuclear accident in 1986. The IAEA glossary defines safety culture as “the assembly of characteristics and attitudes in organizations and individuals which establishes that, as an overriding priority, protection and safety issues receive the attention warranted by their significance” [2]. On the security aspect, the IAEA also has a similar definition for nuclear security culture, namely “the assembly of characteristics, attitudes and behavior of individuals, organizations and institutions which serves as a means to support and enhance nuclear security” [3]. The IAEA does not publish for a quality culture and a regulatory culture, although many standards and guidelines for quality and regulatory practice have been published. However, these concepts of culture can be accommodated in the management system framework to be main objective in the leadership system, as described in the IAEA GSR Part 2 general safety requirements standard.

How may these concept cultures be adopted in BAPETEN? Law No. 10 Year 1997 on Nuclear Energy and Presidential Decree No. 60 Year 2019 concerning the national nuclear and radiation safety policy has underlined the importance of a safety culture. The 2020-2024 BAPETEN Strategic Plan mentions safety culture, even the focus was limited to the supervising safety culture performance in regulated facilities [4]. On the other hand, the BAPETEN Management System established in BAPETEN Regulation No. 14 Year 2014 mandates the implementation of safety culture and security culture within BAPETEN [5]; even the implementing guidelines for the two cultures have not been issued to date.

In the 2018-2020 periods, BAPETEN cooperated with the Faculty of Psychology of Gadjah Mada University, a reputable national university, to study and develop regulatory culture in BAPETEN. The basic pattern of this study was adopted from the concept proposed by Reiman & Norros in Finland. Such concept stated the importance of balance between three regulatory roles, which are authority role, expert role and public role [6]. The results of this cooperated study were the values that can be adopted by BAPETEN and a regulatory culture index that is measured each year in that period. These values proposed were: Trust, Independent, Care, Excellent, and Harmony, or usually abbreviated in Indonesian language as AMPUH, and these have been adopted into BAPETEN's Strategic Plan 2020-2024 [7]. However, this Plan does not explicitly mention regulatory culture or the regulatory culture index; hence the practice and further development of regulatory culture may not be assured to be sustainable.

Some other concepts of culture, such as quality culture, positive workplace culture, and culture of independence may

need to be considered for consideration if they are to be taken as part of the organizational culture in BAPETEN. Lastly, the Guidance for the Development of Culture of Work provided in 2012 by the Ministry of State Apparatus Empowerment and Bureaucratic Reform should also be reflected in this study.

Given the important role of organizational culture and the various deficiencies in the development as mentioned above, the issue raised in this paper is how may BAPETEN enhance its organizational culture in accordance with the mandated roles and functions? This question is very important to answer, because without a clear organizational culture policy, the implementation of tasks will tend to become routine or procedural activities. Thus, safety, security, quality and/or regulatory aspects may no longer have clear priorities, and situation like this is very dangerous for the credibility and sustainability of the organization, as well as for the safety and the security in the utilization of nuclear energy.

2 Methodology

This study employs prescriptive, qualitative and analytical methods and uses a variety of secondary data from official national and international documents, as well as other reliable sources. The study was carried out in stages as follows:

2.1 Identification and screening

In the first stage, identification and screening of various concepts of culture that are considered relevant for BAPETEN was carried out. Identification was completed through searching various relevant documents. After a list of cultures that might be suitable for BAPETEN was compiled, then a screening was carried out with two criteria, namely conformity to the tasks and functions of BAPETEN and the maturity level of the concept of the culture itself. The first criterion is indeed related to the mandate given to BAPETEN. The second criterion was chosen because with a mature concept of culture, then various studies, examples and guidelines for it will be available and will facilitate its implementation. Implementing established concepts of culture will also increase international recognition. Each criterion was given an evaluation as described in **Table 1**. A simple assessment scale with a scale of 1-3 was chosen because every concept of culture is basically positive and has been developed at a certain level. The concept of culture chosen for further study was the one that has a minimum score of 2 for each criterion; means that it at least conforms to the objective of organization in general for effectiveness and efficiency, and the concept itself is sufficiently solid or mature.

2.2 Integration

Various concepts of culture selected in the screening process above were evaluated further with their objectives, basic characteristics and requirements. The same or similar characteristics were combined, and the specific properties were also identified. All of these attributes provide formulation

Table 1: Criteria for assessing the concept of cultures for organization.

| Score | Conformity criterion of the concept of the culture with the tasks, functions and objectives of BAPETEN | Maturity criterion of the concept of the culture |
|-------|--|---|
| 3 | Highly conform to the main tasks and functions in ensuring safety, security and safeguards. | Well established: The standard and guides are available, and the implementation has proven in many organizations. |
| 2 | Conform to the objective of organization in general for effectiveness and efficiency. | Mature: A sufficiently solid concept is available, even the standard, the guides and/or the practice of it is still limited. |
| 1 | Less conform. | Under development: Many concepts are available, but the variation of the concepts is wide and a solid concept is not available yet. |

to obtain an integrated organizational culture that can be proposed for BAPETEN. The integration process should also consider the Guidance for the Development of Culture of Work given in Regulation of the Ministry of State Apparatus Empowerment and Bureaucratic Reform No. 39 Year 2012 (MenPAN&RB Regulation No 39/2012). This Culture of Work was separated from the identification and screening process because this is regulated by the Government, even studies in many organizations show that the implementation of this culture needs more commitment and measures to achieve its maturity [8, 9].

2.3 Implementation strategy

The organizational culture that has been formulated was then analyzed further in order to determine the corresponding strategy for its application. Policy models, leadership support, measurement through surveys and interviews, focused group discussions, and continuous improvement are some of the strategies that can be considered.

3 Results and Discussion

3.1 Identification and screening

The identification of standards, guidelines, studies or other documentation regarding various concept of culture that are considered to be relevant for BAPETEN is as described in **Table 2**. In this case, international organizations or regulatory bodies that are the proponents or users of these concepts of culture were considered.

Further descriptions of the above table are as follows. As a response to the 1986 Chernobyl nuclear accident, the International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) cooperated with the IAEA has published Safety Series No. 75-INSAG-4 on safety culture. Following this publication, the IAEA has issued several implementation guidelines such as Tecdoc 1321 and SRS 83 for the self-assessment, Tecdoc 1329 for the application in nuclear installations, Tecdoc 1707 for the surveillance method, and Tecdoc 1895 for the application in regulatory bodies. Furthermore, the OECD/NEA has published safety culture guidelines for an effective regulatory body. With these various publications, safety culture policies have been put in place by regulatory bodies around the world.

The IAEA has issued NSS No. 7 for the security culture, which was then also adopted by several organizations that has a role for nuclear security or physical protection. The international civil aviation organization ICAO also publishes

Table 2: Identification of various concepts of culture for organizations

| No. | Concept of Culture | Proponent Organizations or Users, and Remarks |
|-----|----------------------------|--|
| 1. | Safety Culture | INSAG, IAEA, NEA, USNRC [10], CNSC [11], BAPETEN [4,5], etc. |
| 2. | Security Culture | IAEA, ICAO [12], ARPANSA [13], BAPETEN [5], etc. |
| 3. | Regulatory Culture | VTT Finland [6], BAPETEN [4] |
| 4. | Culture of Independence | NEA [14] |
| 5. | Quality Culture | In the stage of development by ISO [15]. A study proposes the definition of Quality Culture as "a set of adopted common principles, values and norms whose characteristics have been accepted and implemented by participants in the management" [16]. |
| 6. | Positive workplace culture | RMIT defines workplace culture as "the qualities that make up a business and dictate how people within it should think, act and work together" [17]. BAPETEN organized an internal workshop on positive workplace culture in December 1, 2020 [18]. |

safety culture standards, due to the fact that the world of aviation is very sensitive to security issues. Furthermore, one study concluded that promoting a safety culture and a security culture is relevant for the Southeast Asian region, and that this requires a comprehensive nuclear policy framework, a proactive and independent regulatory body, and the development of a training and support center [19].

In addition to safety culture and security culture, the regulatory environment also recognizes the concept of a regulatory culture whose initial studies were carried out in the Finnish regulatory agency STUK [6]. This concept was adopted by BAPETEN through a study in 2018-2020. The study was then promoted the AMPUH concept as the BAPETEN values which are considered to reflect the regulatory culture.

In the user groups of quality standards, many concepts of quality culture have been proposed as well. However, to date the international organization for quality ISO is still in the process for establishing the concept of quality culture. Similarly, the concept of a positive workplace culture for time being is still under development. In one RMIT study, a positive work culture was defined as the qualities that shape the business dictating the way people in the organization think, act and work together [17]. This definition is very comparable to the notion of organizational culture in general provided by [1]. Thus, it can be said that a quality culture and positive workplace culture are concepts of culture that are still under development. With these, a screening of the conformity

Table 3: Screening for conformity and maturity of concepts of culture

| No. | Concept of Culture | Conformity score | Maturity score | Conclusion |
|-----|----------------------------|------------------|----------------|--------------|
| 1. | Safety Culture | 3 | 3 | Selected |
| 2. | Security Culture | 3 | 3 | Selected |
| 3. | Regulatory Culture | 3 | 2 | Selected |
| 4. | Culture of Independence | 3 | 1 | Not selected |
| 5. | Quality Culture | 2 | 1 | Not selected |
| 6. | Positive workplace culture | 2 | 1 | Not selected |

and the maturity of the concepts of culture identified here can be presented in **Table 3**

In accordance with the established criteria, that minimum score for each criterion is two; therefore safety culture, security culture and regulatory culture were selected to be integrated and can be proposed to become the organizational culture of BAPETEN.

3.2 BAPETEN-235

The integration of the concepts of culture was carried out by considering to their goals and attributes. The definitions of the safety culture and safety culture have been given in the Introduction. Study [6] basically validates that regulatory culture is a balance of regulatory roles, namely expert role, authority role and public role. When these three concepts are put together, and with due regard to the description of culture provided in Government Regulation No. 54 Year 2012 on the Safety of Nuclear Installation, then the proposed definition of organizational culture for BAPETEN can be formulated as follows:

“The assembly of characteristics and attitudes in BAPETEN and its staff that balances the experts role, the authority role and the public role, and which establishes that, as an overriding priority, protection, safety and security issues receive the attention warranted by their significance.”

The above definition of organizational culture for BAPETEN is clearly in line with the concept of organizational culture described in [1]. It shows here that there is belief and action in the organizational culture for BAPETEN. This belief is a shared conception that safety and security are paramount and regulatory roles need to be balanced. The mandated action is to regularly evaluate the level of safety and security significance in each regulatory activity, and to always assess the balance of the regulatory roles.

Integrating definitions like the one above is a reasonable and more effective practice. Compare if BAPETEN should establish concepts of safety culture and security culture separately, as mandated in [5]. Such integration is also undertaken in the USNRC Safety Culture Policy Statement which outlines the Commission’s expectations that individuals and organizations establish and maintain a positive safety

culture commensurate **with the safety and security significance** of its activities and the nature and complexity of the organization and its functions [10].

To implement the above definition of organizational culture for BAPETEN, it is necessary to focus on to the various cultural attributes that will be combined. In this case, the IAEA GS-G-3.5 standard describes five characteristics of a strong safety culture, namely; safety is a value that is clearly understood; leadership for safety is real; the accountability for safety is self-evident; safety is integrated to all activities; and, safety encourages learning. So far, the IAEA has only issued guidelines for implementing safety culture for nuclear facilities.

Safety culture guideline for an effective regulatory body has been published by the OECD/NEA. This NEA document explains that there are five principles of safety culture, i.e.: leadership for safety is demonstrated at all levels; individual responsibility and accountability indicates safety behavior; the culture in regulatory body promotes safety, and facilitates cooperation and openness; application of holistic approach to safety; and, encouragement of continuous improvement, learning and self-assessment [20]. Most of these principles are in line with the characteristics mentioned in the GS-G-3.5 in terms of: leadership, accountability, a holistic approach that safety is embedded in every activity, as well as sustainable improvement and learning. Thus, the concept proposed by the OECD/NEA may be adapted by the regulatory body.

In terms of security culture, the IAEA NSS-7 standard outlines the guiding principles of decision and behavior in security culture, which are: motivation as the main determinant of behavior is entirely dependent on the internalization of values and beliefs; leadership; commitment and responsibility; competence and professionalism; and, learning and improvement. These principles are built on the beliefs and attitudes that credible threat exists and that nuclear security is important. When compared with the principles of safety culture for regulatory body provided by the OECD/NEA, these security culture principles have many things in common, such as leadership, commitment and responsibility, and sustainable learning and improvement. Since the NSS-7 was not issued specifically for regulatory body, then the OECD/NEA concept might be used as a platform for integrating the concept of safety culture and security culture.

Another part that needs to be integrated here is the concept of a regulatory culture. The attribute of regulatory culture is to balance the three regulatory roles: the expert role for competence through dialogue and cooperation, self-criticism, and self-reflection; the authority role for effectiveness through independence, mediated control, and perception; and, the public role for credibility through reporting, delivery of information, and openness. These attributes are a concept of specific behavior at the individual level of regulator. Thus, the content does not contradict the principles of safety culture and security culture, which are at the organizational level.

With the above analysis, the three concepts of culture can be integrated as described in **Figure 1**. In this BAPETEN-235 scheme, it explains that: (1) There are **two** basic assumptions that every individual of BAPETEN should believe and become

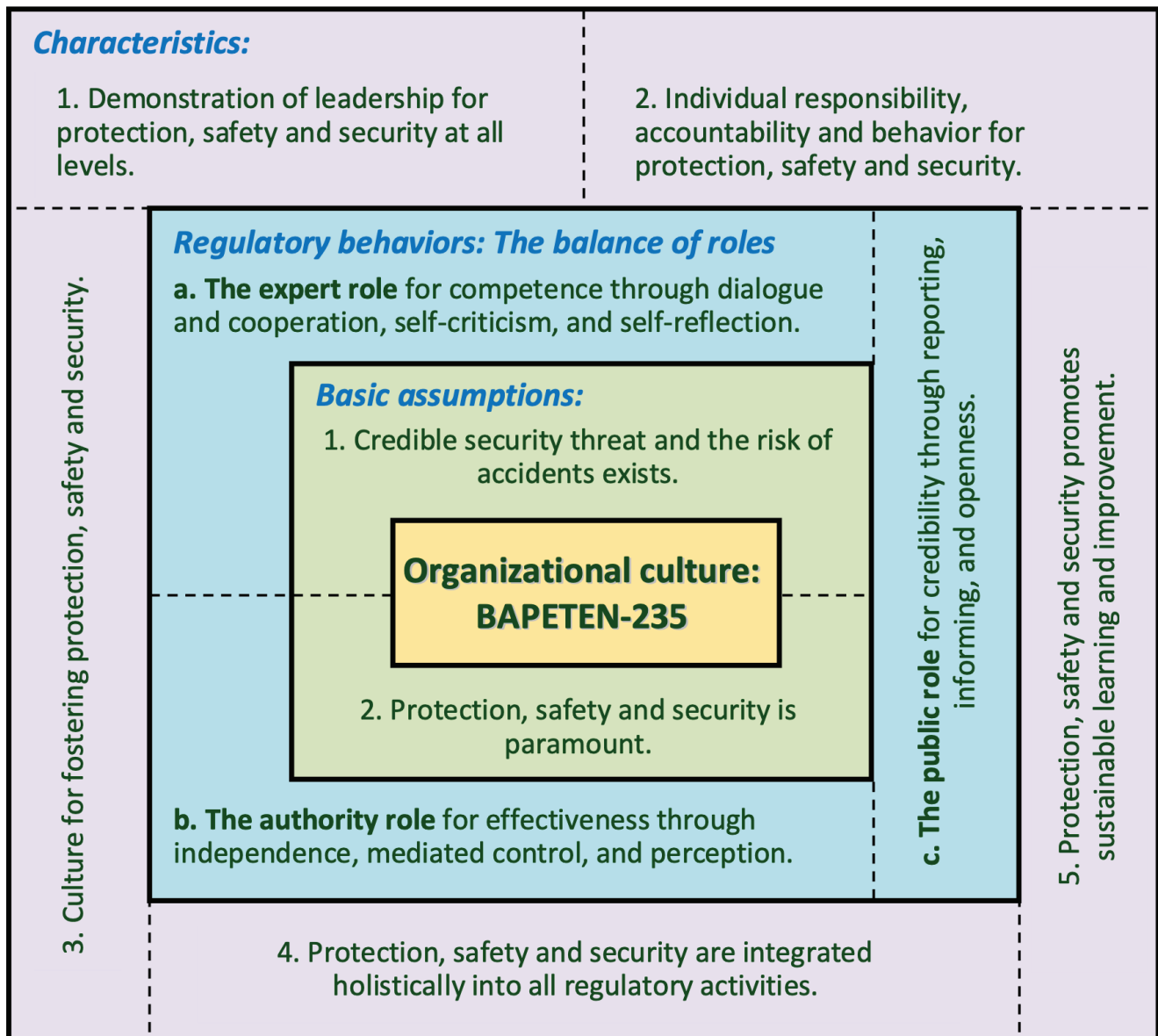


Figure 1. Schematic of the basic organizational culture of BAPETEN-235

the basis for their way of thinking, committing and acting, namely that credible security threat and the risk of accidents always exist, and that nuclear safety and security is paramount; (2) There are **three** regulatory behaviors that must be balanced by the regulatory staff according to their respective duties and functions. As an example of this balance, BAPETEN inspectors are certainly need to have a more prominent authority role, but they must be supported by an adequate expert role and public role. On the other hand, staff performing regulatory assessment requires a higher level of expert role than the other two roles; and, (3) There are **five** characteristics or principles of organizational culture that must be developed at the organizational level, including especially in terms of leadership for safety and security which must be demonstrated at all levels. Without leadership and commitment from management and staff, then the organizational culture will be very difficult to be established.

Finally, BAPETEN-235 should also integrate the concept of Culture of Work mandated in MenPAN&RB Regulation No 39/2012. This Guidance attached to this regulation stated that Culture of Work is the attitude and behavior of individuals and groups based on values that are believed to be true and have become traits and habits in carrying out daily tasks and work. Actualization of Culture of Work, among others, work can be seen in the understanding of the meaning of work; attitude towards work, working environment, time, and equipments and tools used for work; work ethic; and behavior when working or making decisions [21]. Basically, work culture is derived from organizational culture in general. Hence, it is clear that BAPETEN-235 is in harmony with the conception of Culture of Work mandated in MenPAN&RB Regulation No 39/2012.

If BAPETEN-235 compared with all the concept of culture listed in **Table 2**, it is obvious that BAPETEN-235 integrates the first three models: Safety Culture, Security

Culture and Regulatory Culture. On the relation to the Culture of Independence, BAPETEN-235 explicitly direct this notion in the second regulatory behaviors, that the authority role is aimed for the effectiveness of regulatory body through its independence. BAPETEN-235 is also closely related to Quality Culture. The adoption of common principles, values and norms in Quality Culture is strongly related to the basic assumptions, the regulatory behaviors, and the characteristics in BAPETEN-235. For positive work culture, 'the thinking' mentioned in this concept is the same with the basic assumptions in BAPETEN-235, where the staff should always think and aware that credible security threat exists and that protection, safety and security is paramount. Furthermore, t

he 'act and work together' in positive work culture is the implementation of the measure in balancing the regulatory roles and the characteristics of BAPETEN-235. Hence, it can be seen that BAPETEN-235 is not only integrating the concept of Safety Culture, Security Culture and Regulatory Culture, but also in concord with the available concepts of Culture of Independence, Quality Culture, and positive workplace culture.

3.3 Implementation

Should BAPETEN-235 be adopted, then it must be formally stated in high level policies such as strategic plan, management systems, as well as the Code of Ethics and Code of Conduct. The BAPETEN-235 scheme should also be developed with implementation and assessment guidelines detailing the appropriate attributes and measurement methods considering the existing regulation (MenPAN&RB Regulation No 39/2012) and all the adopted international standards. As one the role model, the IAEA technical document provides an important tool for evaluating achievements in the application of safety culture by outlining a list of questions for practice: leadership, safety culture in decision-making, enabling behavior for safety culture, and self-assessment [22]. Finally, a strong leadership is essential in establishing policies. The leadership shall also demonstrate its commitment by mobilizing and directing resources for establishing required infrastructures and coordinating the required processes, including but not limited to: IT platforms that facilitate continuous learning and improvement, awareness and training programs, focused group discussions and self-assessment program.

Comparing to other concepts of culture discussed, the establishment and the implementation of BAPETEN-235 should be more complex, needs higher commitment and extra measures, especially in the preparation phase. However, having BAPETEN-235 as an integrated concept of cultures, which fulfilling both national regulation and international standards, will make it easy for clear and consistent implementation, compared if BAPETEN have to adopt the concept of cultures one by one. Separate adoption of cultures will create a confusion in developing procedures and working instructions, which in turn could generate potency for conflicts in the implementation.

4 Conclusion and Recommendation

This paper has developed BAPETEN-235 as a platform for the organizational culture of regulatory body. In this case, organizational culture is defined as "The assembly of characteristics and attitudes in BAPETEN and its staff that balances the expert role, the authority role and the public role, and which establishes that, as an overriding priority, protection, safety and security issues receive the attention warranted by their significance". The basic scheme of BAPETEN's organizational culture is as described in **Figure 1**, with two basic assumptions, three regulatory behaviors that must be balanced by all the staff, and five characteristics or principles that must be established at the organizational level.

In conclusion, BAPETEN-235 is an organizational culture that has harmoniously integrating mature concepts of safety culture, security culture and regulatory culture that are conforms to BAPETEN's tasks, functions and objectives. BAPETEN-235 is also fulfilling the Guidance for the Development of Culture of Work mandated by MenPAN&RB Regulation No 39/2012, and in concordance with the available concepts of Culture of Independence, Quality Culture, and positive workplace culture. Integrated concept of BAPETEN-235 needs higher commitment and extra measures especially in the preparation phase. Nevertheless, once it's established BAPETEN-235 facilitates clear and consistent implementation, and prevents the potency for confusion and conflict in the implementation. For implementation considerations, BAPETEN-235 scheme is recommended to be adopted in strategic policies, completed by implementation and assessment guidelines, and encouraged and fostered with strong leadership by mobilizing and directing the required resources and coordinating the processes.

Acknowledgment

The authors wish to thank the management of BAPETEN for the full support of research cooperation on regulatory culture with the Faculty of Psychology of Gadjah Mada University in 2018-2020, and for facilitating this study and presentation of the results in this Seminar.

References

- [1] Howard-Grenville J, Bertel S and Boren B, "What Regulators Need to Know About Organizational Culture" Penn Program on Regulation 2015, pp 2-3
- [2] IAEA, "IAEA Safety Glossary 2018 Ed." (IAEA, Vienna, 2018), pp. 207.
- [3] IAEA, "NSS No. 7 Nuclear Security Culture" (IAEA, Vienna, 2008), pp. 3.
- [4] The Government of Indonesia, Annex of BAPETEN Regulation No. 2 Year 2021 on the Strategic Plan of BAPETEN 2020-2024 (BAPETEN, Jakarta, 2021), pp. 23.
- [5] The Government of Indonesia, Annex of BAPETEN Chairman Regulation No. 14 Year 2014 on the Manual

- of BAPETEN Management System (BAPETEN, Jakarta, 2021), pp. 11.
- [6] Reiman, T. and Norros, L., "Regulatory Culture: Balancing the Different Demands of Regulatory Practice in the Nuclear Industry" in Hale, A.R., Hopkins, A. & Kirwan, B. (eds.), *Changing Regulation - Controlling Hazards in Society* (Pergamon, Oxford, 2002), pp. 175-192.
- [7] The Government of Indonesia (2021), *ibid*, pp. 32.
- [8] Ariyanti I.P., Murwaningsih T. and Indrawati C.D.S., "Analysis of Organizational Work Culture Implementation (Case study at The Ministry of Agrarian Affairs and Spatial Planning/National Land Agency of Sukoharjo Regency), *Jurnal Informasi Dan Komunikasi Administrasi Perkantoran (JIKAP)* Vol. 4 No. 3, Universitas Sebelas Maret, Surakarta, 2020), pp. 26-37.
- [9] Kushindarwito, "The Analysis of Culture of Work on the staff of BKKBN in the Province of Central Sulawesi", *Jurnal Katalogis* Vol. 4 No. 3, (Tadulako University, Palu, 2016), pp. 181-186.
- [10] USNRC, "Safety Culture Policy Statement", [cited 2021 Apr 20]. Available from: <https://www.nrc.gov/about-nrc/safety-culture/sc-policy-statement.html>
- [11] CNSC, "REGDOC-2.1.2, Safety Culture", [cited 2021 Apr 20]. Available from: <https://nuclearsafety.gc.ca/eng/acts-and-regulations/regulatory-documents/published/html/regdoc2-1-2/index.cfm>
- [12] ICAO, "Toolkit on Enhancing Security Culture", [cited 2021 Apr 20]. Available from: https://www.icao.int/Security/Security-Culture/ICAO%20SC%20Resources/ICAO%20SECURITY%20CULTURE%20TOOLKIT_EN.pdf
- [13] ARPANSA, "Protective security and nuclear security culture", [cited 2021 Apr 20]. Available from: <https://www.arpansa.gov.au/regulation-and-licensing/safety-security-transport/holistic-safety/security>
- [14] OECD/NEA, "Creating a Culture of Independence", [cited 2021 Apr 20]. Available from: <https://www.oecd.org/gov/creating-a-culture-of-independence-9789264274198-en.htm>
- [15] ISO, "ISO/CD 10010 Quality management — Guidance to evaluate and improve quality culture to drive sustained success", [cited 2021 Apr 20]. Available from: <https://www.iso.org/standard/38457.html>
- [16] Luburić. R., "Quality Culture and Risk Culture in Terms of More Effective Management", proceeding V International Conference on Quality System Condition for Successful Business and Competitiveness" (2017), pp. 11-19.
- [17] RMIT, "Establishing a positive workplace culture: definition, tips & why it's important", [cited 2021 Apr 20]. Available from: <https://studyonline.rmit.edu.au/blog/positive-workplace-culture#:~:text=At%20their%20core%2C%20positive%20workplace,contributing%20and%20making%20a%20difference.&text=Employee%20engagement%20can%20be%20fueled,and%20through%20HR%20recognition%20programs>
- [18] BAPETEN, "Workshop Budaya Kerja Positif", [cited 2021 Apr 20]. Available from: <https://www.bapeten.go.id/berita/workshop-budaya-kerja-positif-032125>
- [19] Trajano, JCI, "A policy analysis of nuclear safety culture and security culture in East Asia: Examining best practices and challenges", *Nuclear Engineering and Technology* 51 (2019) 1696-1707
- [20] OECD/NEA, NEA No. 7247 "The Safety Culture of an Effective Nuclear Regulatory Body" (OECD/NEA, Paris, 2016), pp. 15-22.
- [21] The Government of Indonesia, Annex of MenPAN&RB Regulation No 39 Year 2012 on the Development of Culture of Work (Kementerian PAN&RB, Jakarta, 2012), pp. 4-6.
- [22] IAEA, *Tecdoc 1985 "Safety Culture Practices for the Regulatory Body."* (IAEA, Vienna, 2020), pp. 7-9.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Review Desain *Thorium Molten Salt Reactor* 500 (TMSR-500)

Agus Waluyo¹ dan Azizul Khakim²

¹Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN, Jakarta

²Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN, Jakarta

a.waluyo@bapeten.go.id

ABSTRAK

Saat ini banyak teknologi PLTN yang terbaru yang ditawarkan untuk dibangun di Indonesia, salah satu teknologi yang gencar untuk ditawarkan dibangun di Indonesia adalah PLTN jenis *Molten Salt Reactor* (MSR). Perusahaan yang menawarkan PLTN jenis MSR ini adalah PT ThorCon Indonesia. PT ThorCon sudah mempresentasikan desain mereka ke berbagai pihak seperti ke BAPETEN, ESDM dan instansi lainnya. PT ThorCon menamakan reaktor mereka dengan *Thorium Molten Salt Reactor* 500 (TMSR 500). Oleh karena itu perlu ada suatu kajian untuk mereviu desain mereka terutama terkait dengan aspek keselamatan. Dari hasil penelaah terkait dengan desain TMSR 500, ada beberapa reviu terkait dengan desain TMSR 500 yang antara lain adalah: secara umum, dokumen yang menjelaskan desain TMSR 500 masih sangat umum dan belum detail, sehingga hasil reviu belum bisa dilakukan secara mendalam, untuk desain neutronik, munculnya *void* di dalam teras reaktor perlu untuk diperhatikan karena ketika *void* di dalam teras naik sampai dengan 65% akan menimbulkan reaktivitas positif $0,115(5dk/k)/(\%void)$, ThorCon MSR didesain untuk NBD 50 mSv/tahun. Hal ini tidak sesuai dengan aturan NBD di Indonesia

Kata Kunci: *Molten Salt Reactor*, ThorCon, TMSR 500, reviu pra perizinan.

1 Pendahuluan

1.1 Latar Belakang

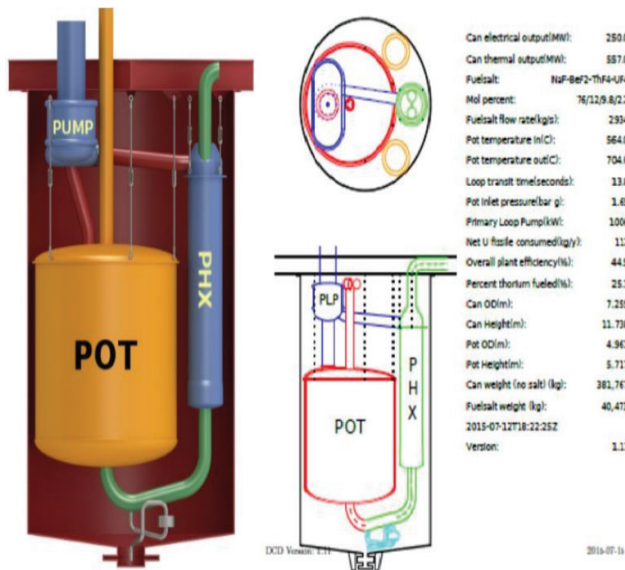
Saat ini banyak teknologi PLTN baru yang ditawarkan untuk dibangun di Indonesia, salah satu teknologi yang gencar ditawarkan untuk dibangun di Indonesia adalah PLTN jenis *Molten Salt Reactor* (MSR). Perusahaan yang menawarkan PLTN jenis MSR ini adalah PT ThorCon Indonesia. PT ThorCon sudah mempresentasikan desain mereka ke berbagai pihak seperti ke BAPETEN, ESDM dan instansi lainnya [1]. PT ThorCon memberikan nama reaktor mereka dengan nama *Thorium Molten Salt Reactor* 500 (TMSR 500).

Menimbang rencana pembangunan TMSR 500 yang akan dilakukan oleh PT ThorCon maka perlu ada suatu kajian untuk mereviu desain mereka terutama terkait dengan aspek keselamatan yaitu dengan cara membandingkan desain TMSR 500 dengan peraturan dan perundang-undangan yang ada di Indonesia maupun standar yang ada di IAEA.

Saat ini banyak pedoman yang tersedia untuk melakukan review teknologi PLTN terkini, salah satunya adalah dokumen GD-385: *Pre-licencing Review of Vendor's Reactor* dari CNSC Kanada (*Canadian Nuclear Safety Commission*) [2]. Dokumen tersebut berisi mengenai pedoman untuk melakukan reviu terkait teknologi PLTN terkini sebelum masuk ke proses perizinan (Reviu Pra Perizinan). Review Pra Perizinan merupakan proses yang saat ini diterapkan oleh CNSC Kanada atas permintaan vendor atau pemasok PLTN untuk memberikan pandangan atas desain PLTN mereka. Reviu ini dapat diajukan oleh vendor PLTN sebelum pengajuan permohonan izin kepada Badan Pengawas. Reviu ini dapat memberikan identifikasi awal dan penyelesaian terhadap masalah yang timbul terkait dengan regulasi atau teknis dalam proses desain, terutama yang dapat mengakibatkan perubahan signifikan pada desain atau analisis keselamatan. Sehingga tujuan dari proses ini adalah untuk memastikan kesesuaian desain reaktor dengan regulasi dan ketentuan keselamatan dalam rangka melindungi masyarakat. Reviu Pra-Perizinan ini berbeda

Short Presentation

SKN 2021



Gambar 1. CAN dan Komponen Sistem Primer TMSR 500 [3]

dengan sertifikasi desain reaktor dan tidak ada kaitannya dengan penerbitan izin oleh badan pengawas.

Tujuan dari kajian ini adalah melakukan revidi terkait dengan desain reaktor TMSR 500 dengan mengacu pada dokumen GD-385 sehingga akan memberikan gambaran yang komprehensif terkait desain TMSR 500 dari aspek keselamatan.

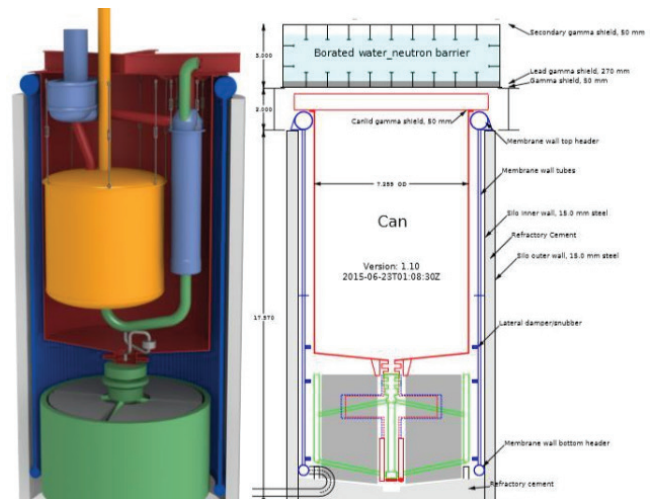
2 Landasan Teori/Pokok Bahasan

2.1 Desain TMSR 500

Penjelasan umum tentang reaktor TMSR 500 pada tulisan ini mengacu pada tulisan yang diterbitkan oleh Martingale Inc yang berjudul "ThorCon TM the Do-able Molten Salt Reactor-Design Control Document" versi tahun 2015 [3]. TMSR 500 merupakan reaktor nuklir jenis *molten salt reactor* (MSR) yang mempunyai 2 modul reaktor yang masing-masing berdaya 550 MWth. Kedua modul ini mensuplai kalor satu unit sistem turbin uap. Sistem turbin uap tersebut mampu membangkitkan daya listrik sebesar 500 MWe.

TMSR-500 memiliki 4 untai sistem sirkulasi fluida, yaitu sistem sirkulasi fluida bahan bakar (sistem primer), sistem sirkulasi fluida *intermediet*, sistem sirkulasi fluida pendingin sekunder dan sistem fluida kerja konversi energi.

Sistem primer reaktor TMSR 500 terdiri dari bejana reaktor yang disebut POT, pompa sirkulasi bahan bakar, alat penukar kalor primer (PHX/Primary Heat Exchanger), pipa aliran bahan bakar dari POT (bejana reaktor) ke pompa sirkulasi bahan bakar, pipa aliran bahan bakar dari pompa sirkulasi bahan bakar ke IHX dan pipa sirkulasi bahan bakar dari PHX kembali ke POT (bejana reaktor). Semua komponen sistem primer reaktor TMSR 500 ditempatkan dalam sebuah wadah yang disebut sebagai CAN. **Gambar 1** menunjukkan CAN dan komponen sistem primer reaktor TMSR 500 yang ada di dalamnya.



Gambar 2. Posisi CAN dan FDT dalam Silo [3].

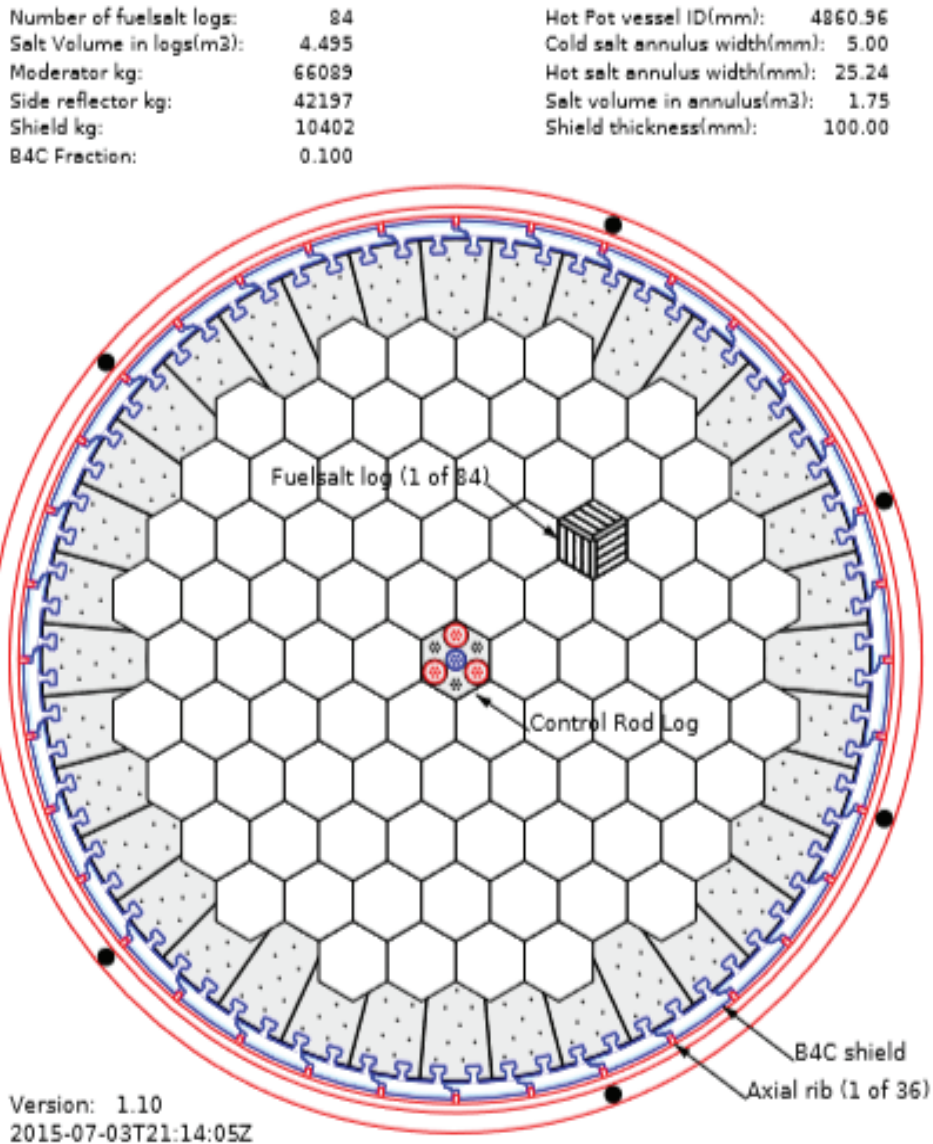
Di bawah CAN diletakkan tangki pengurasan bahan bakar (*Fuel Drain Tank /FDT*) yang difungsikan untuk menampung bahan bakar pada saat reaktor padam. CAN dan tangki pengurasan bahan bakar diletakkan dalam sebuah Silo. Sisi dalam dinding Silo dilengkapi dengan membran Silo yang terdiri dari pipa-pipa baja yang berisi air. Boron yang terdapat pada asam borat tersebut berfungsi untuk menyerap neutron. Dengan demikian, tangki asam borat penutup Silo tersebut berfungsi sebagai perisai neutron. **Gambar 2** berikut ini menunjukkan posisi CAN dan FDT dalam Silo.

Bejana reaktor ThorCon-MSR yang disebut POT terbuat dari logam tahan karat SUS316H berbentuk silinder dengan penutup atas dan penutup bawah berbentuk oval. Pada bagian dalam bejana terdapat perangkat bahan bakar (*fuel assembly*) berbentuk heksagonal yang disebut sebagai LOG. TMSR 500 memiliki 84 LOG perangkat bahan bakar. Pada bagian tengah silinder reaktor terdapat 1 perangkat (LOG) kendali. Susunan 84 LOG perangkat bahan bakar dan 1 LOG kendali membentuk teras reaktor. Di sekeliling teras terdapat reflektor radial yang terbuat dari grafit. Pada bagian atas dan bawah teras reaktor terdapat reflektor aksial yang terbuat dari grafit. Pada **Gambar 3**, ditunjukkan posisi LOG kendali di bagian tengah (sumbu pusat) dari POT dan dikelilingi oleh LOG-LOG perangkat bahan bakar yang berjumlah 84. Teras reaktor dikelilingi oleh reflektor radial yang tersusun dari blok-blok grafit.

Di antara permukaan luar reflektor radial dan bejana terdapat perisai radiasi neutron yang terbuat dari bahan boron karbida (B_4C). Perisai radiasi neutron ini berfungsi untuk melindungi bejana reaktor supaya tidak terkena radiasi neutron secara berlebihan. Terdapat 36 rib aksial yang pada permukaan dalam dinding bejana reaktor yang berfungsi untuk menahan dan mengunci struktur reflektor radial dan perisai radiasi neutron.

2.2 Revidi Desain Mengacu pada Dokumen GD-385: Pre-licencing Review of Vendor's Reactor

Ada sembilan belas (19) area fokus yang ditinjau selama revidi desain dan mencakup topik terkait dengan keselamatan



Gambar 3. Penampang Melintang dari Susunan Perangkat Bahan Bakar (LOG) dalam Bejana Reaktor (POT secara detail) [3]

yang signifikan untuk desain sehingga masalah apa pun yang teridentifikasi dapat ditangani oleh vendor di awal proses desain. Sembilan belas (19) area fokus tersebut adalah [2]:

1. Deskripsi umum instalasi, pertahanan berlapis (*defend in depth*), tujuan dan sasaran keselamatan, kriteria penerimaan dosis.
2. Klasifikasi struktur, sistem dan komponen (SSK).
3. Desain teras reaktor nuklir
4. Desain dan kualifikasi bahan bakar.
5. Sistem dan fasilitas kendali:
 - a. Sistem kendali utama
 - b. Kendali dan instrumentasi
 - c. Fasilitas kendali
 - d. Sistem catu daya darurat.
6. Peralatan untuk pemadaman reaktor
7. Sistem pendingin teras darurat dan pembuangan panas darurat
8. *Containmen/confinement* dan struktur sipil yang penting untuk keselamatan
9. Kecelakaan di luar dasar desain (BDBA) dan kecelakaan parah
10. Analisis keselamatan, meliputi:
 - a. Analisis keselamatan deterministik
 - b. Analisis keselamatan probabilistik
 - c. Bahaya internal dan eksternal
11. Desain batas tekan
12. Proteksi kebakaran
13. Proteksi radiasi
14. Kritikalitas di luar teras.
15. *Seifgard* dan keamanan
16. Program penelitian dan pengembangan vendor
17. Sistem manajemen proses desain dan jaminan kualitas dalam analisis desain dan keselamatan
18. Faktor manusia (*human engineering*)
19. Penggabungan dekomisioning dalam pertimbangan desain.

Dalam makalah ini tidak akan melakukan revidu terhadap 19 aspek, hanya beberapa aspek saja yang akan dilakukan revidu karena keterbatasan referensi dokumen desain yang tersedia di internet maupun di jurnal-jurnal ilmiah. Aspek-aspek yang akan dilakukan revidu dalam makalah ini, adalah:

1. Deskripsi umum instalasi, pertahanan berlapis (*defend in depth*), tujuan dan sasaran keselamatan, kriteria penerimaan dosis. Tujuan dari revidu ini adalah:
 - a. Untuk memahami keseluruhan tata letak instalasi dan operasi dari sistem kunci yang penting untuk keselamatan.
 - b. Untuk menentukan dengan keyakinan yang wajar, apakah ketentuan yang dibuat dalam desain memenuhi harapan badan pengawas dan persyaratan peraturan yang ada terkait dengan pertahanan berlapis, tujuan dan sasaran keselamatan, dan kriteria penerimaan dosis.
2. Klasifikasi struktur, sistem dan komponen (SSK). Tujuan dari revidu ini adalah untuk mengetahui apakah desain memenuhi harapan dari badan pengawas dan persyaratan peraturan terkait dengan klasifikasi keselamatan SSK dan persyaratan untuk klasifikasi lainnya (misalnya, kualifikasi seismik dan lingkungan).
3. Desain teras reaktor nuklir. Tujuan dari revidu ini adalah:
 - a. Memastikan bahwa vendor telah memahami persyaratan peraturan yang terkait dengan desain teras reaktor nuklir.
 - b. Memastikan bahwa vendor telah menerapkan prinsip keselamatan, seperti fitur keselamatan yang melekat, kriteria kegagalan tunggal dan pertahanan berlapis dalam desain teras.
4. Proteksi radiasi. Tujuan revidu dari aspek ini adalah mengetahui apakah vendor telah memenuhi persyaratan peraturan yang terkait dengan desain proteksi radiasi.

3 Hasil dan Pembahasan

3.1 Aspek: Deskripsi Umum Instalasi, Pertahanan Berlapis, Tujuan dan Sasaran Keselamatan, Kriteria, Penerimaan Dosis

Dari dokumen "*ThorCon the Do-able Molten Salt reactor* [3] dapat diketahui bahwa ThorCon sudah menjelaskan *lay out* dan sistem kunci yang penting untuk keselamatan pada desain TMSR 500. Sistem-sistem yang telah dijelaskan antara lain:

- a. CAN
- b. Silo
- c. Power Module
- d. Membrane wall dan *passive decay heat cooling*
- e. *Passive shutdown*
- f. Pembangkitan uap.
- g. POT
- h. *Offgas system*

Namun demikian, masih banyak informasi yang belum didapat dalam dokumen tersebut yang antara lain adalah sebagai berikut:

Tabel 1: SSK Penyusun TMSR 500

| No | SSK | Class (tidak diketahui) |
|----|--|-------------------------|
| 1 | PHX (<i>Primary heat exchanger</i>), SHX | |
| 2 | Pump (<i>Primary loop pump/PLP</i>), SLP | |
| 3 | Fuel Salt Drain Tank (FDT) | |
| 4 | Can | |
| 5 | Silo-Cooling Wall | |
| 6 | Holding Tank | |
| 7 | FHF (<i>Fuel Handling Facility</i>) | |
| 8 | Turbine generator | |
| 9 | POT | |
| 10 | Fuel Salt Transfers Cask | |
| 11 | Secondary Salt Drain Tank | |
| 12 | Off gas Cooling Tank | |

1. Dalam dokumen tersebut, ThorCon belum menjelaskan tujuan keselamatan dalam desain, dan juga berapa target dosis radiasi yang nantinya akan diterima oleh masyarakat di sekitar tapak apabila reaktor tersebut dioperasikan.
2. ThorCon juga belum secara detail menjelaskan penerapan pertahanan berlapis di dalam desain TMSR 500.
3. Dalam dokumen tersebut juga belum dijelaskan penerapan konsep *multiple barrier* yang biasa diterapkan di LWR. Konsep *multiple barrier* pada LWR memang tidak bisa diterapkan secara sama pada desain TMSR 500, karena bahan bakar di reaktor TMSR 500 berupa cairan berbeda dengan bahan bakar di LWR yang berbentuk padat. Namun demikian, tentu ada kesetaraan prinsip yang harus diterapkan di reaktor TMSR 500 yang perlu dijelaskan.

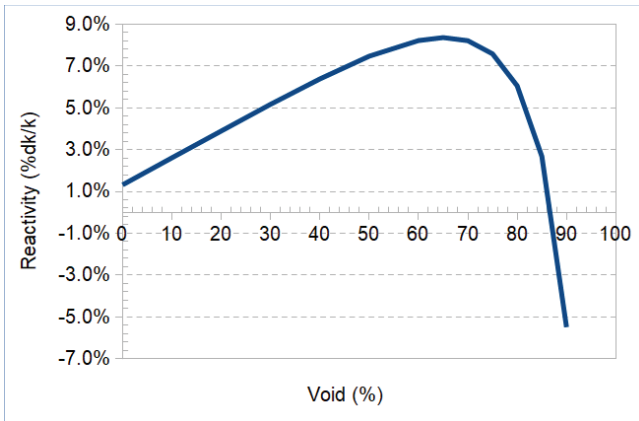
3.2 Aspek: Klasifikasi Struktur, Sistem dan Komponen (SSK)

Dalam melakukan revidu terkait dengan aspek klasifikasi struktur, sistem dan komponen merujuk pada beberapa dokumen yang antar lain:

- IAEA SSG 30, *Safety Classification of Structures, System and Componen in Nuclaer Power Plants* [4]
- IAEA TECDOC 1787, *Aplication of the Safety Classification of Structures, System and Components in Nuclaer Power Palnts* [5]
- STUK Guide YVL B.2, *Classification of System, Structures and Componen of Nuclear Facility*. [6]
- NS-G1.6 *Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plant* [7]
- INL/EXT-10-19509, *Next Generation Nuclear Plant Structures, Systems, and Components Safety Classification White Paper, September 2010*; [8]

TMSR 500 memiliki beberapa sistem, struktur dan komponen (SSK) yang telah dijelaskan dalam dokumen *ThorCon The Do-Able Molten Salt Reactor*. Dari dokumen tersebut SSK penyusun reaktor dirangkum sebagaimana pada **Tabel 1**.

Dari dokumen teknis yang ada, berikut ini daftar item (sebagian dalam bentuk pertanyaan) yang perlu diklarifikasi dalam rangka melakukan revidu terkait dengan klasifikasi SSK:



Gambar 4. Umpan balik dari reaktivitas void [3]

1. Bagaimana proses klasifikasi dilakukan, apakah sudah ada analisis keselamatan yang mana hasil analisis keselamatan tersebut akan dipakai dalam proses klasifikasi?
2. Dalam dokumen teknis yang ada ThorCon belum menjelaskan klasifikasi SSK berdasarkan kelas keselamatan. Klasifikasi SSK berdasarkan kelas keselamatan harus dilakukan berdasarkan analisis keselamatan dengan mempertimbangkan:
 - a. Fungsi keselamatan yang akan dilakukan oleh SSK; dan
 - b. Konsekuensi kegagalan untuk melakukan fungsi keselamatan.
3. ThorCon memiliki dua desain, untuk *land based* dan *floating reactor*. Klasifikasi seismik perlu diperhatikan bila ditempatkan di darat. Klasifikasi untuk kelas seismik harus berdasarkan fungsi SSK selama dan sesudah gempa.

3.3 Aspek: Desain Teras Reaktor Nuklir

a. Neutronik

Dalam melakukan reviu terkait dengan desain teras reaktor nuklir untuk reaktor jenis *molten salt* belum ada peraturan atau standar yang mengatur khusus aspek neutronik pada *molten salt*. Dari dokumen teknis yang ada, berikut ini daftar item (sebagian dalam bentuk pertanyaan) yang perlu diklarifikasi dalam rangka melakukan reviu terkait dengan desain neutronik TMSR 500, yang antara lain adalah:

- ✓ Bagaimana efek munculnya gelembung pada bahan bakar reaktor TMSR 500 terkait dengan kenaikan reaktivitas di dalam reaktor? Dan apakah itu membahayakan atau tidak? Kalau membahayakan bagaimana cara mencegah terjadinya gelembung di dalam teras.
- ✓ Bagaimana cara menghitung *burn up* bahan bakar dan bagaimana menghitung komposisi produk fisi pada akhir operasi terkait dengan *seifgard*?
- ✓ Terkait dengan pengendalian reaktivitas di dalam reaktor TMSR 500 yang dilakukan dengan menggunakan batang kendali dan juga pompa, apakah sudah ada nilai reaktivitas kecepatan pompa? Dan bagaimana cara menghitungnya.

ThorCon belum menyediakan perhitungan neutronik yang bisa direviu, namun demikian sebagai gambaran perilaku

neutronik tim kajian P2STPIBN-BAPETEN telah melakukan simulasi menggunakan MCNP 6 [9]. Dari hasil perhitungan tersebut didapatkan hasil sebagai berikut:

- Pada reaktor TMSR 500 ketika void di dalam teras naik sampai dengan 65% akan menimbulkan reaktivitas positif sekitar 0,115 (%dk/k)/(%void). Dan ketika void di atas 65% reaktivitas akan turun secara tajam. Hubungan antara jumlah void dengan kenaikan reaktivitas ditunjukkan pada **Gambar 4**
- Bahan bakar garam akan menghasilkan *void* ketika temperatur mencapai suhu 1400 °C, diatas temperatur operasinya yaitu 700 °C. Tetapi sebelum bahan bakar mencapai 1400 °C reaktivitas di dalam teras akan turun disebabkan karena adanya reaktivitas umpan balik temperatur negatif dari bahan bakar, moderator dan juga reflektor.

b. Material

Dari dokumen teknis yang ada, berikut ini daftar item (sebagian dalam bentuk pertanyaan) yang perlu diklarifikasi dalam rangka melakukan reviu terkait dengan material pada desain TMSR 500, yang antara lain adalah:

- ✓ Bagaimana dengan integritas struktur bejana POT, standar apa yang digunakan, metode apa yang digunakan untuk menghitungnya?
- ✓ Dari desain, dapat dilihat bahwa POT ditopang dengan cara menggantung POT dengan sling/baja. Apakah desain telah memperhitungkan kekuatan dari sling/baja tersebut beserta koneksinya dengan POT?
- ✓ Apakah desain material POT telah mempertimbangkan:
 - Pengaruh radiasi
 - Pengaruh suhu dan tekanan
 - Pengaruh korosi
 - Fatik
 - Kejadian internal dan eksternal yang mungkin terjadi (sebagai contoh; gempa bumi, ledakan dll.)
 - Umur pemakaian.

c. Aspek Proteksi Radiasi

Hasil reviu untuk aspek proteksi radiasi untuk desain TMSR 500 adalah sebagai berikut:

- ✓ Dokumen analisis suku sumber reaktor ThorCon baik yang ada di teras maupun untuk suku sumber yang terlepas ke lingkungan jika terjadi kecelakaan terparah masih belum tersedia.
- ✓ ThorCon MSR didesain untuk NBD 50 mSv/tahun. Hal ini tidak sesuai dengan aturan NBD di Indonesia. Informasi lain terkait proteksi radiasi dalam desain ThorCon MSR juga belum diberikan.
- ✓ Dalam hal teknik desain proteksi radiasi, ThorCon MSR agar merujuk pada Peraturan BAPETEN No. 1 Tahun 2020 [10] tentang Aspek Proteksi radiasi dalam Desain reaktor daya, dan/atau standar IAEA No. NSG-G1.13: "Radiation Protection Aspect of Design for Nuclear Power Plants" [11].

4 Kesimpulan

Dari hasil penelaah terkait dengan desain TMSR 500, ada beberapa revidi terkait dengan desain TMSR 500 yang antara lain adalah:

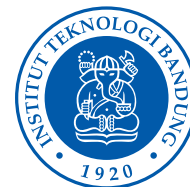
1. Secara umum, dokumen yang menjelaskan desain TMSR 500 masih sangat umum dan belum detail, sehingga hasil revidi belum bisa dilakukan secara mendalam.
2. Dari dokumen teknis yang diacu, desain TMSR 500 belum menjelaskan tujuan keselamatan dalam desain, dan juga berapa target dosis yang nantinya akan diterima oleh masyarakat di sekitar tapak apabila reaktor tersebut akan dibangun.
3. ThorCon belum menjelaskan klasifikasi SSK berdasarkan kelas keselamatan, kelas seismik dan kelas mutu.
4. Untuk desain neutronik, timbulnya *void* di dalam teras reaktor perlu untuk diperhatikan karena ketika *void* di dalam teras naik sampai dengan 65% akan menimbulkan reaktivitas positif $0,115(5dk/k)/(\%void)$.
5. ThorCon MSR didesain untuk NBD 50 mSv/tahun. Hal ini tidak sesuai dengan aturan NBD di Indonesia.

Daftar Pustaka

- [1] antara.com. [Internet]. 2019 [cited 2020 Aug 1]. Available from:
- [2] <https://www.antarane.ws.com/berita/1069424/thorcon-dan-kementerian-esdm-kaji-pembangunan-pembangkit-thorium>.
- [3] Canadian Nuclear Safety Commission. Pre-licensing Review of a Vendor's Reactor Design. Ottawa: Canadian Nuclear Safety Commission; 2014.
- [4] Devanney J. ThorCon the Do-able Molten Salt Reactor. 2015.
- [5] IAEA. Safety Classification of Structures, System and Componen in Nuclear Power Plant. Vienna: IAEA; 2014.
- [6] IAEA. Application of the Safety Classification of Structures, Systems and Componens in Nuclear Power Plant. Vienna: IAEA; 2016.
- [7] STUK. Classification of System, Structures and Components of Nuclear Facility. STUK.
- [8] IAEA. Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants. Vienna. Vienna: IAEA.
- [9] Idaho National Laboratory. Next Generation Nuclear Plant Structures, Systems, and Componennts Safety Classification White paper. Idaho: INL; 2010. INL/EXT- 10-19509.
- [10] Khakim DA. Evaluasi Desain Neutronik Thorium Molten Salt Reactor 500 (TMSR -500). Jakarta: BAPETEN; 2020.
- [11] [Anonymous]. Peraturan Bapeten No 1 Tahun 2020 Tentang Aspek Radiasi dalam Desain Reaktor Daya. Jakarta: BAPETEN; 2020.
- [12] IAEA. Radiation Protection Aspect of Design for Nuclear Power Plants. VIENA: IAEA; 2005.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Radiological Assessment and Indoor Radon-Thoron Mapping of Residential Houses in Java Island of Indonesia

Wahyudi¹, Dadong Iskandar², Kusdiana¹, and Muji Wiyono¹

¹Center for Technology of Radiation Safety and Metrology (PTKMR), National Nuclear Energy Agency of Indonesia (BATAN), Jakarta, Indonesia

²Center for Radioactive Waste Technology (PTLR), National Nuclear Energy Agency of Indonesia (BATAN), Jakarta, Indonesia

wah_yudi@batan.go.id

ABSTRAK

To improve public long-term health, indoor radon-thoron measurements in all area in Java Island of Indonesia were done with solid state nuclear track CR-39 in 2014. The radon and thoron concentrations in the houses of the study area were determined by hanging the device for 3 months in a house and was proceed in laboratory covering the etching of detector and observation of radionuclide tracts under microscope. Results showed that the average concentrations of radon-thoron were in low category, which was below 100 Bq/m³, but there were some areas that have concentrations higher than 100 Bq/m³ are 3 data, 2 data in Mlonggo and Karanggondang Bangsri – Jepara and ones in Kandanghaur, West Java. The results of the analysis showed that radon concentrations in the residential houses of Indonesia was at the low level with the range of 2.08 Bq/m³ to 144.08 Bq/m³ and an average of 33.43 Bq/m³. Meanwhile, thoron concentrations in the range 3.28 to 243.36 Bq/m³ and an average of 24.37 Bq/m³. The average concentration of radon is still below the average value radon concentration recommended by UNSCEAR was 300 Bq/m³. The value of dose received by the population due to exposure of radon in the range of 0.05 to 3.15 mSv/year and an average 0.84 mSv/year, and thoron in the range 0.09 to 6.81 mSv/year and an average 0.68 mSc/year. In general, the values of the indoor residential houses in Java and Madura Islands are within the recommended action level of the International Commission on Radiological Protection, 2009. This data can be used in the study of radiation safety for the Ministry of Health and as a contribution to Indonesia in the international community about monitoring environmental radiation from radon and thoron concentrations in residential houses.

Keywords: radon, thoron, doses, CR-39, Java Island.

Short Presentation

1 Introduction

Radon (²²²Rn) and thoron (²²⁰Rn) are the main contributors of the annual effective dose for the public globally [1]. Radon is a naturally occurring radioactive material formed by the slow decay of uranium and thorium found in the earth's crust or construction materials and one of the serious indoor air and soil pollutants [2,3]. Radon is the largest natural source of radiation and reaches 50% [1]. It is a short-lived radionuclide that can stick to fine particles in the air and will be inhaled and irradiate lung tissue with alpha particles so that this carcinogen can increase the risk of lung cancer. It is the second leading cause of lung cancer following smoking. Thoron that contributes to α -radiation exposure is usually considered negligible compared to that of radon due to its very short half-life (55.4 seconds). Thoron can be exhaled from porous surface layers of building materials into indoor air where people subsequently inhale them, including metallic radioactive progeny [4]. It also has the same properties as of radon but with a smaller degree of radiation exposure in the lungs. However, there are no epidemiological studies on thoron exposures so far mainly in Indonesia.

Radon and thoron are natural radioactive substances in the form of gases that can cause significant radiological problems. World Health Organization (WHO) stated that radon and thoron are the highest triggers of lung cancer in USA [1,3]. The impact of radiology on society and the environment can be in the form of exposure to external and internal

radiation. Potential radiation hazards that can be received by the body through several gamma radiation pathways will pose a risk of exposure to external radiation, through suspended particles/dust and are carried into the body through the respiratory tract (inhalation), potentially risking exposure to internal radiation and radon and thoron gases with children. The dangers of indoor radon exposure have led to guidelines by the WHO and public health legislation in many countries to require radon monitoring and mitigation [1].

Residential house radon concentration is usually measured by passive radon monitors. Several monitor devices detect not only radon, but also thoron, meaning that there is a risk for overestimating the level of radon. The CR-39 radon detector with a special accessory is used for the purpose of measurement [5].

To further examine the dose rate received by residents caused by natural radiation, it is necessary to monitor the concentration of radon and thoron in people's homes. In order to make a map of the level of radon and thoron concentrations that is useful for making health policies due to radon in 2014. This radon and thoron map will represent Indonesia's contribution to the international community through UNSCEAR. The limit for radon concentrations in the community set by the International Commission on Radiological Protection (ICRP) and the International Atomic Energy Agency (IAEA) is 300 Bq/m³.

2 Materials and Methods

The mapping of radon-thoron in Indonesia was done on the grid that was still on a large scale, which was about 60 km x 60 km or 40 km x 40 km. Measurement of radon/thoron concentrations in the house was carried out continuously for 3-4 months using a passive radon monitor with the CR-39 nuclear trace detector (Figure 1). Each passive radon/thoron monitor contained 2 CR-39 nuclear trace detectors housed in the active volume. Each house that was measured was recorded its coordinate position using global position system

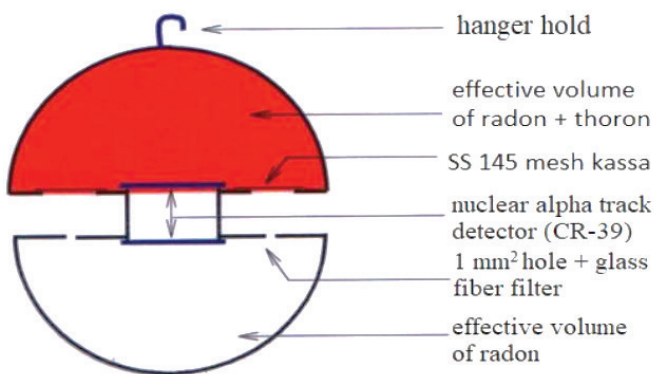


Figure 1. Schematic image of solid-state nuclear track detector with CR-39 to measure radon and thoron gases in residential house.

(GPS) device. For each group of sampling points, 5-10 passive thoron radon monitors were installed by hanging in the house.

Monitoring of radon thoron using a passive method in Java was divided into 3 locations namely West, Central and East Java. In the west, it covers the areas of West Java, Banten and Jakarta. In the central it covers the areas of Central Java and Yogyakarta, and East Java. In the West Java, Banten and Jakarta were installed 214 detectors at 34 locations, in the Central Java and Yogyakarta were installed at 149 detectors at 21 locations and in East Java were installed 95 detectors at 22 locations

After 3-4 months of exposure, the radon monitor was taken and brought to laboratory for further process. In the laboratory, the detector CR-39 was taken and placed on a clamp made of Teflon, then arranged in a staining jar beaker lined with glass slides. Each staining jar beaker can be filled with a maximum of 9 detectors. Then the CR-39 nuclear trace detector was taken and etched using 6N NaOH at 70°C in an oven for 7 hours. The detector was cleaned with NaOH solution using distilled water until clean, then was dried at room temperature. The dried CR-39 detector was put on a slide glass with the exposed surface facing up. Nuclear track was observed using a light microscope with a magnification of 400 times to determine the concentration of radon and thoron in every house.

The value of the concentration of radon thoron in the residential house is calculated using the following equations (Eq. 1 for radon and Eq. 2 for thoron).

$$C_{Rn} = \frac{N_R - N_B}{E_R \cdot T} [Bq/m^3] \tag{1}$$

$$C_{Tn} = \frac{N_{RT} - N_R - N_B}{E_T \cdot T} [Bq/m^3] \tag{2}$$

where,

C_{Rn} : radon concentrations (Bq/m³)

C_{Tn} : thoron concentrations (Bq/m³)

N_R : number of radon track (track / 5.0625 mm²)

N_B : number of background track (track / 5.0625 mm²)

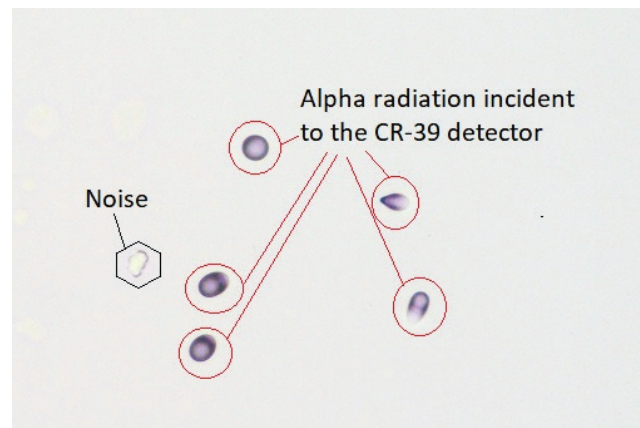


Figure 2. Image of radon track on CR-39 using microscope with 400x magnifications.

Table 1: Indoor radon levels and its annual doses in residential houses in Java Island

| Area of sampling | Number of sampel | Indoor Radon Concentration (Bq/m ³) | | Indoor Radon Annual Doses (mSv) | |
|----------------------------|------------------|---|---------|---------------------------------|---------|
| | | Range | Average | Range | Average |
| West Java, Jakarta, Banten | 214 | 7.11 - 144.08 | 34.81 | 0.18 - 3.63 | 0.88 |
| Central Java, Yogyakarta | 149 | 2.08 - 125.01 | 29.67 | 0.05 - 3.15 | 0.75 |
| East Java | 95 | 7.34 - 85.56 | 36.21 | 0.19 - 2.11 | 0.91 |
| Java Island of Indonesia | 458 | 2.08 - 144.08 | 33.43 | 0.05 - 3.15 | 0.84 |

Table 2: Indoor thoron levels in residential houses in Java Island.

| Area of sampling | Number of sampel | Indoor Thoron Concentration (Bq/m ³) | | Indoor Thoron Annual Doses (mSv) | |
|----------------------------|------------------|--|---------|----------------------------------|---------|
| | | Range | Average | Range | Average |
| West Java, Jakarta, Banten | 214 | 3.28 - 243.36 | 24.20 | 0.09 - 6.81 | 0.68 |
| Central Java, Yogyakarta | 149 | 4.26 - 169.21 | 22.39 | 0.12 - 4.74 | 0.63 |
| East Java | 95 | 3.91 - 222.80 | 27.88 | 0.11 - 6.24 | 0.78 |
| Java Island of Indonesia | 458 | 3.28 - 243.36 | 24.37 | 0.09 - 6.81 | 0.68 |

- N_{RT} : number of thoron tract (tract / 5.0625 mm²)
- E_R : Efficiency of detector for radon concentrations
- $E_{R'}$: Efficiency of detector for thoron concentrations
- T : Time of exposure (day)

The number 5.0625 mm² is 25 times the view reading under a microscope at 400× magnification. From the results of measuring the concentration of radon - thoron in people's homes, it can be estimated that the effective dose received by the population can be estimated using the following equation:

$$D_{Rn} = F_{kRn} \cdot F_{Rn} \cdot T \cdot C_{Rn} [mSv/yr] \tag{3}$$

$$D_{Tn} = F_{kTn} \cdot F_{Tn} \cdot T \cdot C_{Tn} [mSv/yr] \tag{4}$$

where :

- F_{kRn} : calibration factor for radon and its progeny (0.4)
- F_{kTn} : calibration factor for thoron and its progeny (0.1)
- F_{Rn} : conversion factor of radon dose (9 nSv/Bq.h/m³)
- F_{Tn} : conversion factor of thoron dose (40 nSv/Bq.h/m³)
- T : staying time in house (hour/year)
- C_{Rn} : concentration of radon gas in house (Bq/m³)
- C_{Tn} : concentration of thoron gas in house (Bq/m³)
- D_{Rn} and D_{Tn} : effective doe to short live progeny of radon-thoron (mSv/year)

3 Results and Discussion

The results of this activity are data on the concentration of radon-thoron in residential houses in Java Island had been collected and carried out in 2014. The data collected is in the process of making a digital map. From the results of this study, data obtained in general in Java Island parts of Indonesia that indoor radon concentrations are in the low category, which is below 100 Bq/m³, but there are some data higher than 100 Bq/m³ such is in Mlonggo and Karanggondang, Bangsri Jepara, Central Java were 116.93 Bq/m³ and 125.05 Bq/m³ and Kandanghaur, West Java was 144.08 Bq/m³.

The value of indoor radon and thoron concentrations is largely influenced by the geological conditions of the measurement area, and the ventilation system of the house, as well as the building materials used to make the house. Houses made of bricks have relatively higher concentrations of radon than those made of boards. For permanent houses, in general, walls, ceramic floors and ceilings are made of gypsum or plywood. Meanwhile, a simple house made of wooden walls and even woven bamboo, bullet floors and does not use a ceiling. For this simple house, it has the best ventilation system, because even though the doors and windows are closed, air changes can still work well, unlike a wall house. This may cause the concentration of radon in permanent homes to be relatively higher than in simple homes.

Humans dwelling and working inside these buildings made of materials containing these radioactive elements are permanently exposed to indoor radiation exposure. Another aspect is that presence of ²²⁶Ra and ²³²Th can increase the activity concentration of isotopes of ²²²Rn and ²²⁰Rn and its progeny, which lead to internal exposure of the respiratory ways [6]. Since most people spend about 80% of their time indoors, determining the activity concentrations of radionuclides in building materials is critical in determining population exposures [7].

From the research results shown in the table above, the average concentration of radon in the house is below 40 Bq/m³, while in some locations there are concentrations above 40 Bq/m³. For the concentration of thoron obtained a higher value than the concentration of radon. The thoron concentration in the house is generally well below the average radon concentration and from the data obtained it is 33.43 Bq/m³ and the thoron is 24.37 Bq/m³. The magnitude of the concentration of radon and thoron is probably caused by environmental conditions, namely the concentration of radium and thorium in the soil around the house, the type of building materials used to build the house and the condition of the building whether there are cracks in the walls of the house and the air circulation system in the house. The data obtained

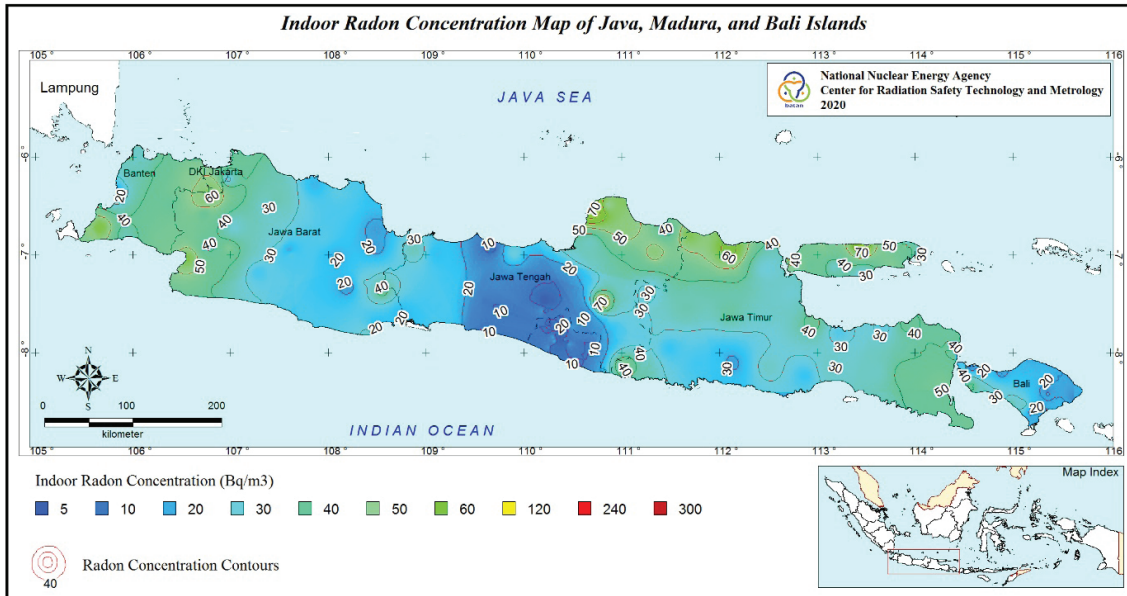


Figure 3. Radon distribution map of Java Island

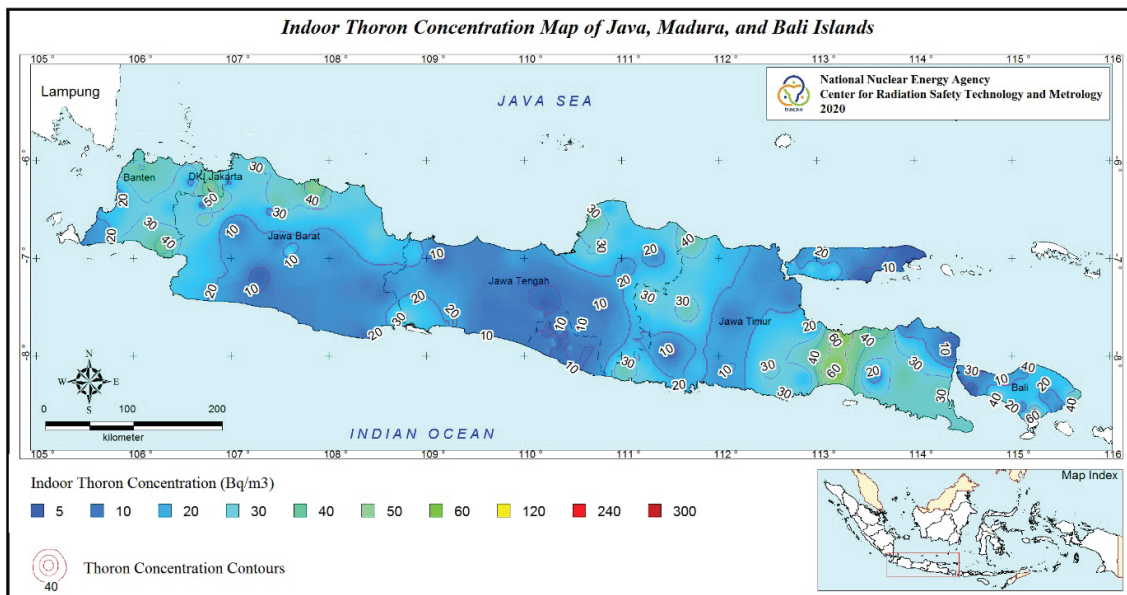


Figure 4. Thoron distribution map of Java Island

are the basic data for the concentration of radon in the homes of residents in Indonesia.

To make it easier to see the distribution of radon and thoron concentrations in people's homes in Java Island of Indonesia presented in **Table 1 and 2**, meanwhile a contour map is made that integrates radon and thoron concentration data with measurement locations or GPS presented in **Figure 3 and 4**.

The measurement of radon concentration in the residential houses using equation (1 and 2) obtained results in the range values of 3.28 to 243.36 Bq/m³ with an average of 24.37 Bq/m³. This concentration is still below the radon reference level set by the International Commission on Radiological Protection (ICRP) [4] and the International Atomic Energy Agency (IAEA) of 300 Bq/m³ [1]. Data on **Table 2** shows that the highest indoor radon concentration

was in the Karanggondang, Bangsri Jepara were 125.01 Bq/m³ and in Kandanghaour, West Java is 144.08 Bq/m³. For data on **Table 3** shows that the highest indoor radon concentration was in the Karanggondang bangsri Jepara Central Java was 169.21 Bq/m³ and in Cirendeu, Ciputat, South Tangerang City, West Java was 243.36 Bq/m³ and in Wonoasih, Probolinggo, East Java was 222.80 Bq/m³.

These results are slightly similar with the results of radon measurements at residential houses in Halmahera Island 2.47 to 47.02 Bq/m³ [8], South Sulawesi 3.43 to 69.38 Bq/m³ [9], Bali 9 to 48 [10] ²³²Th, and 40 by using gamma spectrometry analysis. In order to evaluate the radiological hazard of the natural radioactivity, the radium equivalent activity (Raeq, Aceh 3.32 to 68.30 Bq/m³ [11], West Kalimantan 3.13 to 69.57 Bq/m³ [12] and South Kalimantan 3.10 to 94 Bq/m³ [13], East Kalimantan 5.94 to 77.89 Bq/m³ [14], Ambon and Seram

Islands 2.56 to 59.65 Bq/m³[15]. But, relatively lower than recent study of indoor radon concentrations.

To determination of doses from the radon and thoron gas using equation (2 and 4) obtained results of radon dose in the range values of 0.05 to 3.15 Bq/m³ with an average of 0.84 Bq/m³ and thoron in the range values of 0.09 to 6.81 Bq/m³ with an average of 0.68 Bq/m³. The average dose of radon gas is lower than the word average dose of 1.2 MSv/year [4]. This data can be used in the study of radiation safety for the Ministry of Health and as a contribution to Indonesia in the international community about monitoring environmental radiation from radon and thoron concentrations in residential houses

4 Conclusion

This study shows that the radon and thoron concentrations is lower than the radon concentration in the limit for radon concentrations in the community set by the International Commission on Radiological Protection (ICRP) and the International Atomic Energy Agency (IAEA) is 300 Bq/m³. In general, the values of the indoor radon and thoron concentrations in Java Island of Indonesian are within the recommended action level of the International Commission on Radiological Protection, 2009. This data can be used in the study of radiation safety for the Ministry of Health and as a contribution to Indonesia in the international community about monitoring environmental radiation from radon and thoron concentrations in residential houses.

Acknowledgements

We would like to express our gratitude to the house owners who have been willing to be respondents and to all personnel of the Environmental Safety Sub-Division of the Center for Technology of Radiation Safety and Metrology – BATAN. We also thank the Head of the Center who has financed this activity through the PTKMR DIPA for Fiscal Year 2014.

References

- [1] UNSCEAR, Report to the General Assembly, with scientific annexes, in Sources and Effects of Ionizing Radiation, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation vol. I, United Nations, New York, NY, USA, 2000.
- [2] Seo S.; Ha WH.; Kang JK.; Lee D.; Park A.; Kwon TE.; Jin YW.; Health effects of exposure to radon: implications of the radon bed mattress incident in Korea. *Epidemiol Health*. 2019; 41: e2019004.
- [3] Adelikhah, M.; Shahrokhi, A.; Imani, M.; Chalupnik, S.; Kovács, T. Radiological Assessment of Indoor Radon and Thoron Concentrations and Indoor Radon Map of Dwellings in Mashhad, Iran. *Int. J. Environ. Res. Public Health* 2021, 18, 141.
- [4] Nguyen-Thuy D, Nguyen-Van H, Schimmelmman JP., Nguyen NTA., Doiron K, and Schimmelmman A. ²²⁰Rn (Thoron) Geohazard in Room Air of Earthen Dwellings in Vietnam. *Geofluids*, Vol. 2019, Article ID 7202616, 11 pages, 2019. <https://doi.org/10.1155/2019/7202616>.
- [5] Wahyudi, Kusdiana, and D. Iskandar, "Mapping of Indoor Radon Concentration in Houses Located in South Sulawesi Province," 2nd Int. Conf. Sources, Eff. Risks Ioniz. Radiat. 14th Bienn. Conf. South Pacific Environ. Radioact. Assoc., no. September, pp. 35–38, 2016.
- [6] K. Kovler, The national survey of natural radioactivity in concrete produced in Israel, *Journal of Environmental Radioactivity*, Vol. 168, pp. 46-53, 2017.
- [7] C. G. M. S. Ronald and M. T. Jasper, A practical approach to limit the radiation dose from building materials applied in dwellings, in compliance with the Euratom Basic Safety Standards, *Journal of Environmental Radioactivity*, Vol. 196, pp. 40-49, 2018.
- [8] Wahyudi, I. D. Winarni, Kusdiana, and O. D. Widyaningsih, Konsentrasi Radon di Maluku Utara, *Pros. Semin. Nas. Teknol. Energi Nukl.*, pp. 131–138, 2019
- [9] Wahyudi, Kusdiana, and D. Iskandar, Mapping of Indoor Radon Concentration in Houses Located in South Sulawesi Province, *Proceeding 2nd Int. Conf. SERIR2&14th Bienn. Conf. SPERA*, pp. 35–38, 2016
- [10] E. Pudjadi, Wahyudi, A. Warsona and Syarbaini, Measurement of Indoor Radon-Thoron Concentration in Dwelling of Bali Island, Indonesia, *Proceeding 2nd Int. Conf. SERIR2&14th Bienn. Conf. SPERA*, Bali, 5-9 September 2016 hal. p. 186-192.
- [11] Wahyudi, D. Iskandar, R. Safitri, and Kusdian, "Determination of Radon Concentrations in Dwelling in Aceh," *J. Nat.*, Vol. 17, No. 2, pp. 96–101, 2017.
- [12] Wahyudi, Kusdiana, M. Wiyono, D. Iskandar, Analysis of natural radiation dose of radon exposure and gamma radiation in dwelling of Kalimantan Barat, *Ganendra*, Vol. 22, Yogyakarta, 2 Juli 2019, p. 63-72,
- [13] E.D.Nugraha, Kusdiana, Wahyudi, D. Iskandar, Radon concentrations in dwelling in South Kalimantan, Indonesia, *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 184, Issue 3-4 October 2019, p. 463-465.
- [14] Wahyudi, E.D. Nugraha, Kusdiana, and D. Iskandar, Radon Concentrations in Dwellings in East Kalimantan, *Pros. Semin. Nas. Sains dan Teknol. Nukl.* 2017, No. 2017, pp. 522–528, 2017.
- [15] Wahyudi, I.D. Winarni, M. Wiyono, Kusdiana, Analysis of Radon Concentration and Gamma Dose Rate in Residential Houses of Ambon and Seram Islands, Maluku, *J. Nat.*, Vol. 21, No. 1, pp. 17-22, 2021.



Pengukuran Paparan Radiasi Hambur di Instalasi Gawat Darurat Covid-19 RSUD Bendan Pekalongan sebagai Upaya Proteksi Radiasi

Nurul Firdausi Nuzula¹ dan Khoirul Akhadin¹

¹Instalasi Radiologi, Rumah Sakit Umum Daerah Bendan, Pekalongan

nurulfnuzula@gmail.com

ABSTRAK

Pandemi berdampak pada fasilitas ruang IGD RSUD Bendan. Pihak manajemen menyediakan Ruang IGD non Covid-19 dan Ruang IGD khusus pasien Covid-19 sekaligus menyediakan ruang pemeriksaan radiologi sementara di IGD untuk melakukan *screening* pasien Covid-19. Ruang pemeriksaan radiologi di IGD Covid-19 memiliki ukuran ruang yang belum memenuhi standar minimal untuk pemeriksaan Radiologi. Selain itu lokasi ruang pemeriksaan yang berada di dekat lobi dan jalur masuk IGD Covid-19 merupakan tempat yang sering dilalui baik itu petugas kesehatan maupun masyarakat umum sehingga perlu mempertimbangkan nilai paparan radiasinya. Sebagai upaya proteksi radiasi maka dilakukan pengukuran paparan radiasi hambur untuk mengetahui apakah ada kebocoran di sekitar ruangan tersebut. Nilai Batas Dosis untuk Pekerja Radiasi berdasarkan PERKA BAPETEN No. 4 Tahun 2013 yaitu rata-rata sebesar 20 mSv/tahun. Sedangkan Nilai Batas Dosis untuk anggota masyarakat yaitu sebesar 1 mSv/tahun. Pengambilan data dilakukan dengan melakukan penyinaran pada objek *Water Phantom* CT Scan Kepala, phantom ini digunakan sebagai objek radiasi hambur yang memiliki atenuasi ekuivalen tubuh manusia dan ukurannya tidak terlalu besar sehingga mudah dipindahkan untuk pengujian. Jarak sumber ke Objek sebesar 1 meter. Faktor eksposi yang digunakan adalah 90 kV dan 32 mAs yang merupakan faktor eksposi tertinggi yang dimungkinkan. Eksposi dilakukan pada 8 titik di sekitar ruang pemeriksaan dengan survey meter. Petugas yang melakukan pengukuran menggunakan pelindung radiasi seperti apron dan kacamata timbal. Hasil pengukuran menunjukkan nilai paparan yang melebihi nilai batas dosis sehingga menjadi pertimbangan bagi manajemen RSUD Bendan dalam upaya mengoptimalkan proteksi radiasi.

Short Presentation

Kata Kunci: Paparan Radiasi, Proteksi Radiasi

1 Pendahuluan

Pandemi berdampak pada fasilitas ruang IGD RSUD Bendan. Pihak manajemen menyediakan Ruang IGD non Covid-19 dan Ruang IGD khusus pasien Covid-19 sekaligus menyediakan ruang pemeriksaan radiologi sementara di IGD untuk melakukan *screening* pasien Covid-19. Pasien yang masuk dengan gejala yang mengarah pada Covid-19 dilakukan pemeriksaan radiologi terlebih dahulu. Pemeriksaan Radiologi khususnya *Rontgen Thorax* dijadikan sebagai salah satu pemeriksaan penunjang diagnosis Covid-19 untuk menunjukkan *opasitas bilateral*, konsolidasi sub *segmental*, *lobar* atau kolaps paru atau nodul, dan tampilan *ground glass* [1]

Dalam situasi pandemi COVID-19, sebagian fasilitas pelayanan kesehatan mendedikasikan pesawat radiografi *mobile* untuk akuisisi citra thoraks pasien COVID-19 dengan status positif, PDP, atau orang dalam pemantauan (ODP) baik di ruang isolasi, ruang ICU, ruang IGD maupun di ruangan tambahan yang dibuat khusus untuk penanganan pandemi. Ruangan darurat yang semula tidak disiapkan sebagai ruang penyinaran sinar-X umumnya tidak dilengkapi dengan perisai radiasi yang memadai (minimal 2 mm timbal dan ukuran ruangan 4 m × 3 m × 2,8 m sesuai Keputusan Menteri Kesehatan No. 1014/SK/Menkes/XI/2008 dan Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 tahun 2011) [2,3]. Ruang radiologi sementara ini perlu dikaji karena adanya potensi paparan melebihi nilai

yang telah ditetapkan terhadap pekerja radiasi maupun tenaga medik/tenaga kesehatan lain di sekitar ruangan penyinaran. Ruang darurat yang tidak dibuat dengan ukuran sesuai syarat regulasi juga berpotensi serupa [4].

Ruang pemeriksaan radiologi di IGD Covid-19 memiliki ukuran ruang yang belum memenuhi standar minimal untuk pemeriksaan Radiologi. Selain itu lokasi ruang pemeriksaan yang berada di dekat lobi dan jalur masuk IGD Covid-19 merupakan tempat yang sering dilalui baik itu petugas kesehatan maupun masyarakat umum sehingga perlu mempertimbangkan nilai paparan radiasinya. Sebagai upaya proteksi radiasi maka dilakukan pengukuran paparan radiasi hambur untuk mengetahui apakah ada kebocoran di sekitar ruangan tersebut.

Berdasarkan PERKA BAPETEN No. 4 Tahun 2013 Nilai Batas Dosis untuk Pekerja Radiasi yaitu rata-rata sebesar 20 mSv per tahun. Sedangkan Nilai Batas Dosis untuk anggota masyarakat yaitu sebesar 1 mSv pertahun [5]. Menurut PERKA BAPETEN No. 4 Tahun 2020 Pembatas Dosis untuk pendamping pasien diupayakan tidak melebihi 5 mSv untuk setiap periode penyinaran [6].

Penulisan makalah ini bertujuan untuk mengetahui nilai paparan radiasi hambur di IGD Covid-19 RSUD Bendan kota Pekalongan. Hasil pengukuran pada penelitian ini menjadi bahan evaluasi dan selanjutnya ditindak lanjuti oleh manajemen rumah sakit sebagai upaya mengoptimalkan proteksi radiasi.

2 Metode atau Landasan Teori

2.1 Proteksi Radiasi

Proteksi Radiasi adalah tindakan yang dilakukan untuk mengurangi pengaruh radiasi yang merusak akibat Paparan Radiasi. Paparan Radiasi adalah penyinaran Radiasi yang diterima oleh manusia atau materi, baik disengaja atau tidak, yang berasal dari Radiasi interna maupun eksternal. Salah satu syarat proteksi yang harus dipenuhi dalam penggunaan radiasi penganalisis bidang medik adalah optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi. Optimisasi proteksi merupakan suatu upaya untuk membuat dosis yang diterima serendah mungkin yang dapat dicapai dengan mempertimbangkan faktor sosial dan ekonomi. Pada radiologi diagnostik dan intervensional, optimisasi dimaknai sebagai suatu usaha untuk membuat dosis yang diterima oleh pasien serendah mungkin dengan tetap menjaga kualitas citra yang diperoleh seoptimal mungkin [6].

Regulasi di Indonesia menetapkan nilai batas dosis dan pembatas dosis untuk pekerja radiasi maupun masyarakat umum. Nilai Batas Dosis adalah dosis terbesar yang diizinkan oleh Kepala Badan yang dapat diterima oleh Pekerja Radiasi dan anggota masyarakat dalam jangka waktu tertentu tanpa menimbulkan efek genetik dan somatik yang berarti akibat pemanfaatan tenaga nuklir.

Perka BAPETEN No. 04 tahun 2013 menetapkan Nilai batas dosis bagi Pekerja yaitu dengan nilai dosis sebesar 20 mSv dalam 1 (satu) tahun tertentu dan Dosis untuk masyarakat umum sebesar 1 mSv pertahun [5].

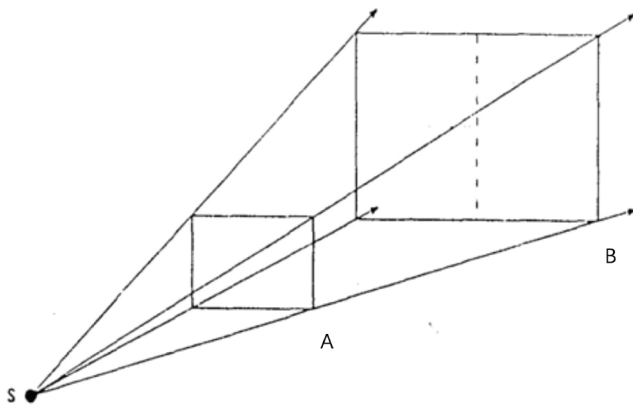
Dalam situasi pandemi COVID-19, sebagian fasilitas pelayanan kesehatan mendedikasikan pesawat radiografi *mobile* untuk akuisisi citra thoraks pasien COVID-19 dengan status positif, PDP, atau orang dalam pemantauan (ODP) baik di ruang isolasi, ruang ICU, ruang IGD maupun di ruangan tambahan yang dibuat khusus untuk penanganan pandemi. Ruang darurat yang semula tidak disiapkan sebagai ruang penyinaran sinar-X umumnya tidak dilengkapi dengan perisai radiasi yang memadai (minimal 2 mm timbal dan ukuran ruangan 4 m × 3 m × 2,8 m sesuai Keputusan Menteri Kesehatan No. 1014/SK/Menkes/XI/2008 dan Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 tahun 2011)[2,3]. Hal ini mengisyaratkan adanya potensi paparan melebihi nilai yang telah ditetapkan terhadap pekerja radiasi maupun tenaga medik/tenaga kesehatan lain di sekitar ruangan penyinaran. Ruang darurat yang tidak dibuat dengan ukuran sesuai syarat regulasi juga berpotensi serupa [4].

Adapun anjuran BAPETEN mengenai Ruang pemeriksaan sinar-X yaitu memiliki penahan radiasi yang terpasang pada dinding, pintu, dan jendela. Dinding ruangan untuk semua jenis pesawat sinar-X terbuat dari bata merah ketebalan 25 cm atau beton dengan kerapatan jenis 2,2 g/cm³ dengan ketebalan 20 cm atau setara dengan 2 mm timah hitam (Pb), dan pintu ruangan pesawat sinar-X harus dilapisi dengan timah hitam dengan ketebalan tertentu [2]. Ukuran ruangan cukup memadai untuk tercapai optimisasi proteksi dan Keselamatan Radiasi yaitu jarak dari titik fokus tabung pesawat sinar-X terhadap dinding paling sedikit 1 (satu) meter, memungkinkan petugas/operator dapat mengobservasi atau berkomunikasi dengan pasien dari ruang panel kendali dengan jelas, pada pintu ruangan pesawat sinar-X terpasang dengan jelas tanda radiasi, peringatan bahaya radiasi, dan peringatan terhadap wanita hamil, pada pintu ruangan pesawat sinar-X terpasang lampu peringatan yang harus menyala ketika penyinaran berlangsung dan pintu pesawat sinar-X harus selalu tertutup rapat pada saat penyinaran berlangsung, dan terdapat sistem pendingin ruangan yang memadai [6].

Ketentuan pengoperasian pesawat sinar-X *mobile* sesuai PERKA BAPETEN No. 4 Tahun 2020 yaitu dioperasikan oleh Pekerja Radiasi pada jarak paling kurang 2 meter dari tabung pesawat sinar-X dan berdiri di balik perisai radiasi, dilengkapi dengan perisai radiasi untuk melindungi Pekerja Radiasi dan pasien lain di sekitar pesawat sinar-X, berkas utama sinar-X tidak mengarah ke Pekerja Radiasi dan pasien lain di sekitar pesawat sinar-X, pekerja radiasi harus menggunakan apron saat mengoperasikan pesawat sinar-X, hanya boleh digunakan untuk pemeriksaan pasien yang tidak memungkinkan dibawa ke ruangan Radiologi [6].

2.2 Invers Square Law

Untuk mendukung tersedianya informasi yang lengkap tentang paparan radiasi hambur dan kebocoran tabung pesawat, maka fisikawan medik dapat mengestimasi nilai paparan radiasi hambur dengan memanfaatkan koreksi geometri (*inverse square law*, ISL) berdasarkan informasi yang ada [4].



Gambar 1. Aplikasi *Invers Square Law* pada sumber titik S [7]

Karena radiasi elektromagnetik bergerak pada garis lurus dan mengikuti dimensi dari berkas yang sebanding dengan jarak titik sumber S, seperti pada gambar 1, hal ini menyebabkan area berkas sinar sebanding dengan kuadrat jarak dari titik sumber. Sehingga *air kerma* atau laju kerma udara berbanding terbalik dengan kuadrat jarak dari sumber. Sehingga semakin jauh jarak dari sumber, laju kerma udara berkurang empat kali lipat.

$$\frac{\text{laju kerma udara pada B}}{\text{laju kerma udara pada A}} = \frac{(\text{jarak ke A})^2}{(\text{jarak ke B})^2} \quad (1)$$

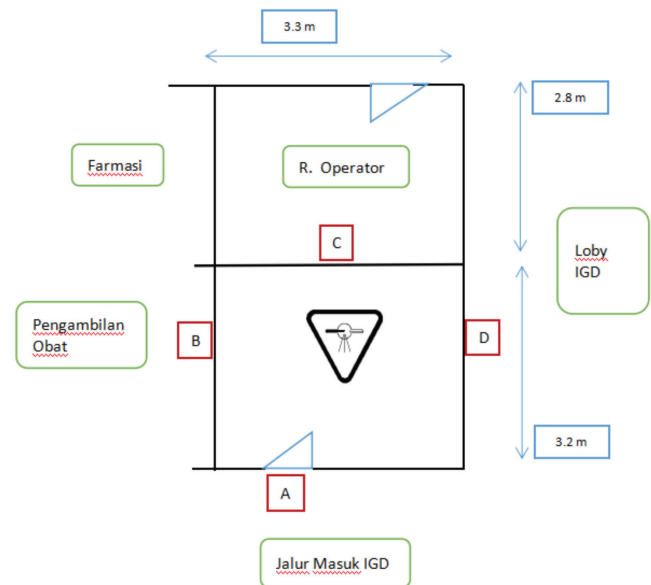
Kerma adalah energi kinetik (elektron sekunder) yang dilepaskan per unit massa bahan. Dengan kata lain Intensitas radiasi berbanding terbalik proporsional dengan kuadrat jarak dari sumber titik. Hanya intensitas Sinar-X yang akan berkurang dengan jarak tetapi energi foton tidak berubah [7].

Invers Square Law merupakan cara termurah untuk mengurangi paparan radiasi sinar-X. dosis dari sumber titik akan berkurang sebesar kuadrat jaraknya. Dengan mundur selangkah dapat mengurangi laju paparan hingga empat kali lipat [7].

2.3 Metode Pengambilan Data

Pengambilan data dilakukan dengan melakukan penyinaran pada objek *Water Phantom* CT Scan Kepala, phantom ini digunakan sebagai objek radiasi hambur karena ukurannya tidak terlalu besar sehingga mudah dipindahkan untuk pengujian. Jarak sumber ke Objek sebesar 1 meter. Faktor eksposi yang digunakan adalah 90 kV dan 32 mAs yang merupakan faktor eksposi terbesar pada pasien yang mungkin digunakan. Eksposi dilakukan pada 8 titik di sekitar ruang pemeriksaan dengan survey meter. Petugas yang melakukan pengukuran menggunakan pelindung radiasi seperti apron dan kacamata timbal.

Pesawat Sinar-X yang digunakan merupakan Pesawat Radiografi Umum *mobile* (SMAM Roller 15 Series No. T10791 dengan Kapasitas Maksimum 125 kVp 200 mA 6,3 s 250 mAs). Pengukuran paparan radiasi hambur menggunakan alat ukur *Survey Meter* (Fluke Biomedical) terkalibrasi 12 Februari



Gambar 2. Denah Lokasi Ruang Pemeriksaan (Pengukuran dilakukan pada titik A, A+1 meter, B, B+1 meter, C, C+1 meter, D dan D+1 meter)

2020 dengan faktor kalibrasi 1,04 dan ketidakpastian 8,8%. Pengambilan data menggunakan mode laju dosis dengan satuan $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Pengambilan data dilakukan pada tanggal 21 Januari 2021 di ruang pemeriksaan radiologi sementara IGD Covid-19 RSUD Bendan Pekalongan.

Gambar 2 merupakan denah lokasi ruang pemeriksaan radiologi di instalasi gawat darurat. Eksposi oleh Operator dilakukan pada titik A dengan menggunakan perisai pelindung. Pengukuran paparan dilakukan tepat di balik perisai pelindung untuk mengetahui nilai radiasi hambur yang mungkin diterima oleh petugas. Kemudian diambil 1 meter dari titik A untuk mengetahui paparan Radiasi yang mungkin dapat diterima oleh masyarakat umum. Pengukuran yang sama dilakukan pada titik B, C dan D.

Nilai paparan radiasi hambur pada *survey meter* ditampilkan dalam satuan $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ kemudian dikonversi menjadi mSv/tahun dengan asumsi waktu standar *National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP) Report No. 147*, yakni 1 tahun 2000 jam kerja [8].

Data yang ditampilkan merupakan nilai paparan yang telah dikurangi dengan radiasi latar dan dikalikan dengan faktor koreksi *survey meter* ($\mu\text{Sv}/\text{jam}$). Kemudian dikonversi menjadi mSv/tahun dengan asumsi 2000 jam kerja dalam setahun.

3 Hasil dan Pembahasan

Nilai Paparan radiasi hambur di sekitar ruang pemeriksaan ditunjukkan pada **Tabel 1**. Satuan yang tertampil pada *survey meter* dikonversi menjadi mSv/tahun sesuai dengan buku rekomendasi AFISMI [3].

Tabel 1 memperlihatkan ada nilai paparan yang melebihi batas toleransi di sekitar ruang pemeriksaan dengan nilai tertinggi mencapai $1,68 \mu\text{Sv}/\text{jam}$ atau $3,36 \text{ mSv}/\text{tahun}$ yaitu

Tabel 1: Hasil Pengukuran Paparan Radiasi Hambur

| No | Titik Pengukuran | Nilai Paparan ($\mu\text{Sv}/\text{jam}$) | Nilai Paparan (mSv/tahun) |
|----|-------------------|---|---|
| 1 | Titik A | 1,68 | 3,36 |
| | Titik A + 1 meter | 0,78 | 1,56 |
| 2 | Titik B | 0,89 | 1,78 |
| | Titik B + 1 meter | 1,02 | 2,04 |
| 3 | Titik C | 1,31 | 2,62 |
| | Titik C + 1 meter | 1,25 | 2,50 |
| 4 | Titik D | 0,60 | 1,20 |
| | Titik D + 1 meter | 0,77 | 1,54 |

berada pada posisi operator saat melakukan Eksposi dibalik perisai timbal. Nilai terendah berada di area Loby IGD.

Data tersebut menunjukkan paparan radiasi hambur memiliki nilai yang melampaui batas toleransi PERKA BAPETEN untuk masyarakat umum yaitu 1 mSv/tahun, meskipun masih dalam batas toleransi untuk petugas radiasi yaitu 20 mSv/tahun. Oleh karena itu ada beberapa solusi yang bisa diambil sebagai tindak lanjut proteksi radiasi yaitu:

1. Memasang pelindung pada dinding ruang pemeriksaan; atau
2. Menggunakan tabir mengelilingi pasien saat melakukan pemeriksaan; atau
3. Memindahkan ruang pemeriksaan ke ruangan yang berukuran lebih luas.

Manajemen Rumah Sakit menindaklanjuti dengan memberikan ruangan yang lebih luas untuk mengurangi paparan radiasi untuk Masyarakat Umum. Hasil pengkajian ulang di ruangan pemeriksaan radiologi baru yang lebih luas menunjukkan nilai paparan radiasi yang berada dibawah Nilai Batas Dosis dan telah sesuai dengan standar yang diatur dalam PERKA BAPETEN.

4 Kesimpulan

Ukuran ruang pemeriksaan radiologi yang tidak sesuai standar PERKA BAPETEN menunjukan hasil paparan

radiasi yang melebihi nilai batas dosis untuk masyarakat umum. Tindak lanjut yang dilakukan manajemen RSUD Bedan dengan memberikan ruangan yang lebih luas mampu menurunkan nilai paparan radiasi di area sekitar ruang radiologi darurat dan telah sesuai dengan standar yang diatur dalam PERKA BAPETEN.

Daftar Pustaka

- [1] Handayani dkk. (2020) *Penyakit Virus Corona 2019*, Jurnal Respirologi Indonesia, Vol.40, No. 2, halaman 119, Jakarta
- [2] BAPETEN (2011) *Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 Tahun 2011. Keselamatan Radiasi Dalam Penggunaan Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik Dan Intervensional*. BAPETEN, Jakarta
- [3] Kementerian Kesehatan RI (2008) *Keputusan Menteri Kesehatan RI No. 1040/SK/Menkes/XI/2008 tentang Standar Pelayanan Radiologi Diagnostik*. KEMENKES, Jakarta
- [4] Lubis L. E, dkk. (2020) *Buku Rekomendasi AFISMI No. 1: Penggunaan Radiasi Pengion dalam diagnosis dan penanganan Covid-19*. AFISMI, Depok
- [5] BAPETEN (2013) *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir*. BAPETEN, Jakarta
- [6] BAPETEN (2020) *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2020 tentang Keselamatan Radiasi pada Penggunaan Pesawat Sinar-X dalam Radiologi Diagnostik dan Intervensional*. BAPETEN, Jakarta
- [7] Allisy P, Williams R Jerry (2008) *Farr's Physics for Medical Imaging*. Saunders Elsevier, London
- [8] National Council on Radiation Protection and Measurements (2004) *Report No. 147-Structural shielding design for medical X-ray imaging facilities*. National Council on Radiation Protection and Measurement, Bethesda.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Image Enhancement Citra Radiografi Sinar-X Digital Short Pin PWR Berbahan Bakar UO_2 Alam Pra-Iradiansi

Rohmad Sigit, Refa Artika, Erwan Hermawan, Maman Kartaman Ajiriyanto, dan Tri Yulianto

Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir, BATAN, Serpong

sigitebp@batan.go.id

ABSTRAK

Pengembangan teknologi bahan bakar reaktor daya yang dilakukan oleh Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBBN) telah menghasilkan *prototipe* berupa *short pin PWR-fuel dummy* dan *short pin PWR* dengan bahan bakar UO_2 alam. Dalam rangka pemenuhan keberterimaan produk, penyediaan data untuk *benchmarking* harus disiapkan melalui uji tak merusak *short pin PWR* dengan bahan bakar UO_2 alam menggunakan peralatan radiografi sinar-X. Pengujian radiografi sinar-X menggunakan input parameter tegangan dan kuat arus berturut-turut berada pada rentang 160–250 kV dan 1600–2000 μA . Peningkatan kualitas citra hasil uji (*image enhancement*) dilakukan untuk optimasi evaluasi detail pada *short pin PWR* pra-iradiansi menggunakan *image-J*. Selain menghasilkan pengukuran dimensi awal sebagai kontrol konsistensi dimensi selama proses iradiansi, *image enhancement* memberikan informasi yang cukup baik terkait dengan profil dan batas antar pelet menggunakan data histogram *gray value*.

Kata kunci: *Short pin*, PWR, kelongsong, pra-iradiansi, radiografi.

1 Pendahuluan

Pengembangan bahan bakar nuklir merupakan tugas dan fungsi Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBBN) sebagai salah satu unit kerja di Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN). Teknologi bahan bakar yang dikembangkan di PTBBN mencakup bahan bakar reaktor riset dan reaktor daya. Kegiatan litbang bahan bakar reaktor daya telah menghasilkan beberapa prototipe antara lain *short pin PWR-fuel dummy* dan *short pin PWR* dengan bahan bakar UO_2 alam. Evaluasi kehandalan unjuk kerja prototipe bahan bakar reaktor daya tersebut merupakan prioritas utama yang harus dilakukan untuk pemenuhan keberterimaan produk yang dihasilkan. Sebagai dukungan untuk evaluasi tersebut, PTBBN dilengkapi dengan fasilitas pengujian pascairadiansi berupa uji merusak dan uji tak merusak di dalam *hot cell* Instalasi Radiometalurgi (IRM).

Kondisi saat ini, selain melalui pengamatan visual, *hot cell* IRM telah dilengkapi oleh pengujian ultrasonik dan radiografi sinar-X yang merupakan beberapa jenis pengujian tak merusak yang umum dilakukan [1-5]. Pada penelitian yang telah dilakukan sebelumnya, uji tak merusak terhadap *short pin PWR-fuel dummy* telah dilakukan melalui mekanisme pengamatan visual dan pengujian radiografi sinar-X [6]. Hasil pengujian menunjukkan ketiadaan anomali serta konsistensi pengukuran dimensi. Hal tersebut menunjukkan bahwa *short pin PWR-fuel dummy* memiliki unjuk kerja dan integritas mekanik yang cukup baik selama iradiansi di Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy (RSG-GAS).

Selain fabrikasi *short pin PWR-fuel dummy* yang telah memasuki tahapan uji pasca iradiansi, PTBBN juga mengembangkan bahan bakar reaktor daya dengan melakukan fabrikasi *short pin PWR* dengan bahan bakar UO_2 alam. Kegiatan penelitian yang dilakukan pada tahun 2020 adalah menyiapkan data *benchmarking* berupa *enhancement* citra hasil uji radiografi sinar-X menggunakan *software image processor* sekaligus penentuan parameter uji terhadap *short pin PWR* dengan bahan bakar UO_2 alam sebelum proses iradiansi di RSG-GAS.

Short Presentation

SKN 2021

2 Metodologi

Pengujian tak merusak terhadap *short pin* PWR dengan bahan bakar UO₂ alam dilakukan di dalam *hot cell* 103 IRM menggunakan peralatan *Digital X-Ray Inspection System K4*. Tahap awal pengujian adalah melakukan *scanning* dilakukan ke seluruh permukaan kelongsong *short pin* PWR dengan input parameter uji untuk rentang nilai tegangan dan kuat arus berturut-turut sebesar 160–250 kV dan 1600–2000 μA. Variasi parameter tersebut dilakukan untuk mendapatkan citra yang cukup baik sehingga evaluasi dapat dilakukan dengan akurat.

Selanjutnya, analisis lanjutan berupa *image enhancement* terhadap citra hasil uji dilakukan menggunakan *image-J* sebagai salah satu *image processor* yang cukup banyak digunakan untuk analisis gambar [7-8]. Penggunaan *image processor* bertujuan untuk mendapatkan detail yang tidak dapat diakomodasi oleh citra yang dihasilkan oleh alat radiografi sinar-X.

3 Hasil dan Pembahasan / Pembahasan

Penelitian yang telah dilakukan sebelumnya menunjukkan bahwa nilai tegangan tidak memberikan perbedaan yang signifikan terhadap citra radiografi yang dihasilkan. Citra hasil uji radiografi sinar-X lebih dipengaruhi oleh input parameter kuat arus saat pengujian dilakukan. Nilai arus yang kecil menghasilkan citra radiografi dengan resolusi yang cukup rendah. Dengan nilai arus dan tegangan yang optimal serta *enhancement* yang tepat, citra radiografi dapat ditampilkan dengan sangat baik. Secara umum, *real time digital radiography* memiliki keterbatasan dalam mendeteksi detail kecil jika dibandingkan dengan radiografi film. Untuk mengatasi hal tersebut, bantuan *software image processing*, seperti *image-J* dan beberapa *software* lain sering diperlukan [9-10]. Proses *image enhancement* terhadap citra hasil uji radiografi sinar-X merupakan hal yang biasa dilakukan dan tidak akan mempengaruhi keberadaan informasi pada citra tersebut [11]. Hal ini ditunjukkan oleh grafik pada

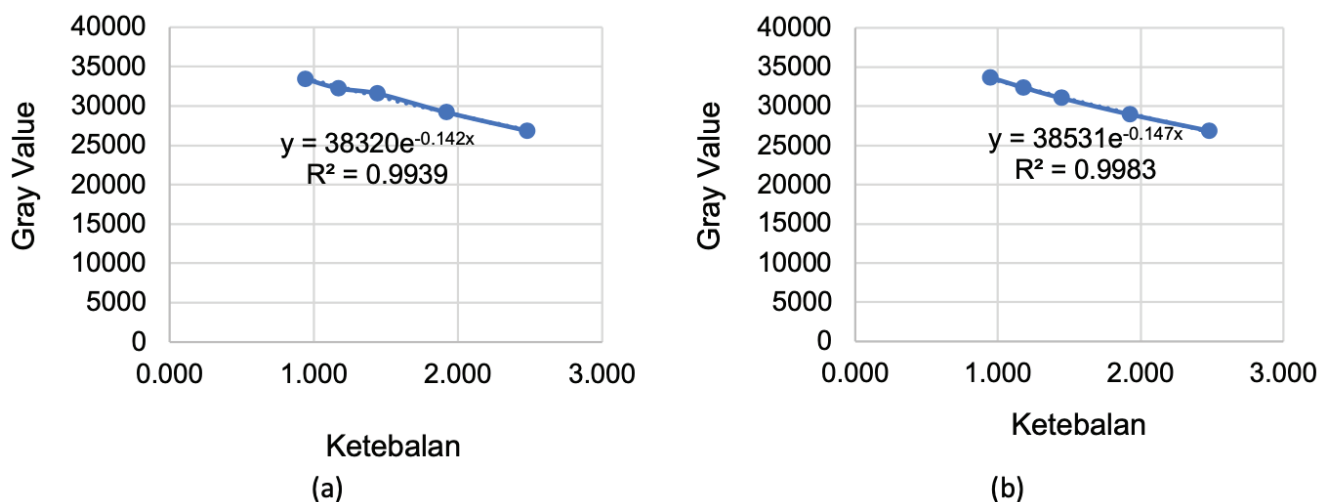
Gambar 1 yang menunjukkan nilai rerata piksel pada citra radiografi *stepwedge* di lima titik ketebalan tidak memberikan perbedaan yang signifikan. Pada radiografi digital, resolusi dan sensitivitas terhadap kontras memiliki kualitas yang lebih rendah dibandingkan dengan radiografi film. Melalui pengolahan citra lebih lanjut menggunakan *image-J*, maka detail profil dan batas antar pelet akan tergambar dengan lebih baik. Selain itu, jika terdapat cacat berupa *crack*, inklusi dan void yang awalnya tidak terdeteksi akan lebih terlihat dengan beberapa penyesuaian.

Pada pengujian ini, citra hasil uji optimal didapatkan pada kombinasi nilai tegangan sebesar 250 kV dan kuat arus sebesar 2000 μA. *Enhancement* dilakukan terhadap nilai *brightness*, *contrast* dan *gamma exposure* menggunakan *embedded image processor* pada software radiografi sinar-X seperti yang ditunjukkan pada **Gambar 2**.

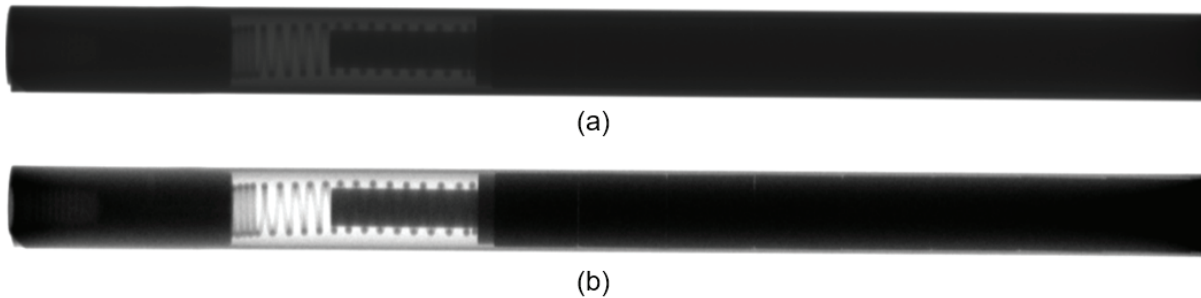
Gambar 3 menunjukkan keluaran citra radiograf *short pin PWR-fuel* menggunakan *embedded image processor* yang hanya dapat menampilkan batas antar pelet hingga pelet ke-4 dari ujung bagian bawah. Sebagai bentuk upaya optimasi citra yang menampilkan detail batas keseluruhan pelet sekaligus memastikan jumlah dan posisi pelet sesuai data fabrikasi, dilakukan *image enhancement* menggunakan *image-J*, seperti yang ditunjukkan pada **Gambar 3**.

Sebagai langkah awal, pada **Gambar 4** ditunjukkan penentuan batas pelet bahan bakar yang dindikasikan dengan munculnya puncak pada data *grey value* terhadap posisi pelet. Dengan indikator tersebut, diharapkan nilai *grey value* dapat digunakan sebagai salah satu alternatif dalam menginterpretasikan posisi dan jumlah pelet dalam pin bahan bakar meskipun pada citra tidak terlihat secara jelas batasannya.

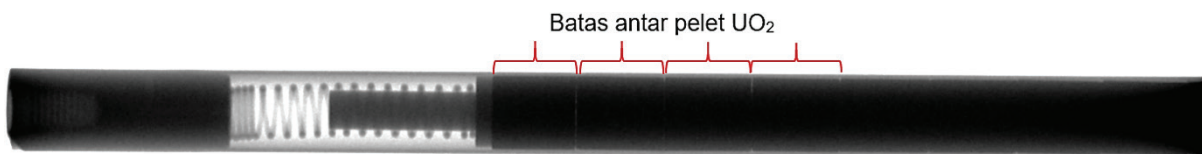
Berdasarkan analisa *grey value* pada **Gambar 4** tersebut, maka batas antar pelet sepanjang arah aksial *short pin PWR-fuel* dapat ditentukan berdasarkan munculnya puncak pada histogram. Meskipun nilai puncak *grey value* yang ditunjukkan pada beberapa posisi kemungkinan tidak berada pada nilai yang sama, tetapi akan cukup untuk digunakan sebagai justifikasi atau digunakan sebagai referensi penentuan



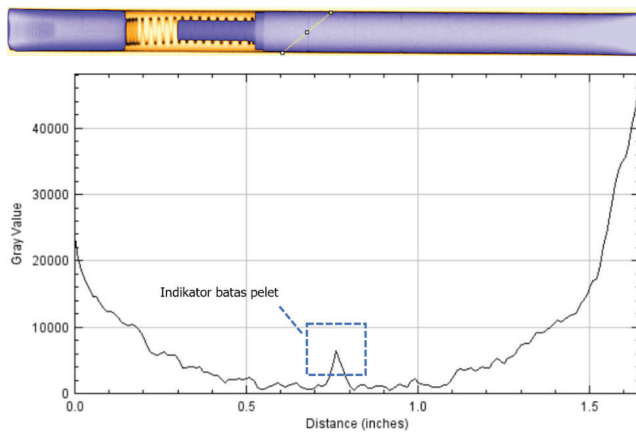
Gambar 1. Grafik hubungan rata-rata nilai piksel pada masing-masing ketebalan *stepwedge* sebelum *enhancement* (a) dan setelah *enhancement* (b).



Gambar 2. Citra radiograf *short pin PWR-fuel* pada tegangan sebesar 250 kV dan kuat arus sebesar 2000 μ A sebelum *enhancement* (a) dan setelah *enhancement* (b).



Gambar 3. Citra radiograf *short pin PWR-fuel* pada bagian *endcaps*.



Gambar 4. Menentukan batas pelet menggunakan data *grey value*.

batas antar pelet sekaligus menentukan jumlah dan posisi pelet dalam pin bahan bakar UO_2 .

Selain sebagai basis data untuk evaluasi performa bahan bakar melalui perbandingan citra pra dan pascairradiasi, analisa citra menggunakan *image-J* dapat digunakan untuk dasar pengukuran konsistensi dimensi baik berupa dimensi kelongsong, pelet maupun gap diantaranya. Hasil pengukuran dimensi *short pin PWR-fuel* melalui analisis lanjutan menggunakan *image-J* ditunjukkan pada pada **Gambar 5**.

4 Kesimpulan

Hasil uji tak merusak melalui pengamatan citra hasil pengujian radiografi sinar-X yang dilakukan di *hot cell* IRM menunjukkan hasil yang relatif baik pada posisi *endcaps* *short pin PWR-fuel*. Keterbatasan visual terhadap citra hasil uji dapat ditingkatkan melalui penggunaan *image-J* sebagai salah satu *image processor*. Berdasarkan analisa terhadap histogram

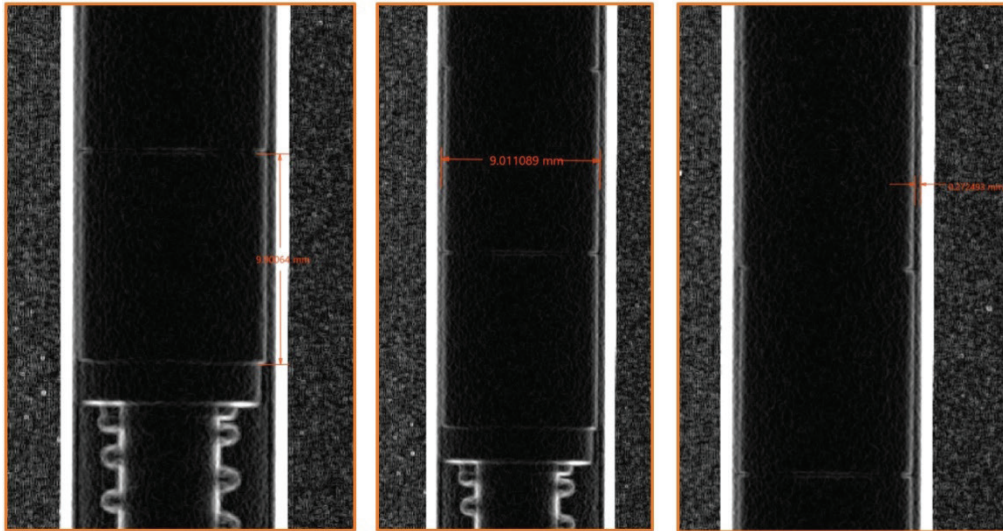
yang memunculkan nilai *grey value* pada daerah uji, maka profil dan batas antar pelet telah dapat dibedakan dengan cukup baik. Analisa lebih lanjut pada keseluruhan bagian akan dilanjutkan untuk mendapatkan profil utuh dari *short pin PWR-fuel* berbahan bakar UO_2 .

Ucapan Terima Kasih

Ucapan terima kasih disampaikan kepada Kepala Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir dan Koordinator Uji Radiometalurgi serta seluruh operator dan supervisor Instalasi Radiometalurgi yang telah bekerjasama dalam kegiatan litbang tahun 2020.

Daftar Pustaka

- [1] Fauzi, M., dkk "Analisis cacat blister pada kelongsong bahan bakar U_3Si_2/Al menggunakan ultrasonic test", *Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir Urania*, vol. 23, no. 3, hal. 153-164, 2017.
- [2] Liem, P. H., Hutagaol, A.G., Amini, S., Sembiring, T. M., "Nondestructive burnup verification by gamma-ray spectroscopy of LEU silicide fuel plates irradiated in the RSG GAS multipurpose reactor," *Annals Nuclear Energy*, vol. 56, pp. 57–65, 2013.
- [3] Liang, Z. Et. al, "Non-destructive examination on the spent fuel rods", *Hotlab Conference Proceeding 2014*, Baden, Switzerland.
- [4] Y.J. Kim, B. O. Yoo, H. M. Kim, S. B. Ahn, "Development of X-ray system for irradiated fuel in hotcell," *Hotlab Conference Proceeding 2016*, Karlsruhe, Germany.
- [5] D. Papaioannou, "Non-destructive Examination of Irradiated Fuel Rods at The ITU Hot Cell", *Hotlab Conference Proceeding 2016*, Karlsruhe, Germany.



Gambar 5. Hasil pengukuran dimensi *short pin PWR-fuel* berbahan bakar UO₂ pra-irradiasi.

- [6] R. Sigit, dkk, "Uji Tak Merusak Merusak *Short Pin PWR – Fuel Dummy* Pascairradiasi", *Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir Urania*, vol. 26, no. 2, hal. 83-90, 2020.
- [7] A. Thomas, R. N. Firman, A. Azhari, "Analisis radiograf periapikal menggunakan software ImageJ pada granuloma periapikal pada perawatan endodontik," *Majalah Kedokteran Gigi Indonesia*, vol. 2, no. 3, hal. 105-110, 2017.
- [8] C. Kurniawan, T. B. Waluyo, P. Sebayang, "Analisis Ukuran Partikel menggunakan Free-Software ImageJ", *Prosiding Seminar Nasional Fisika - Pusat Penelitian Fisika LIPI 2011*, Tangerang Selatan.
- [9] O. K. Dominika, W. K., Silwya, "Analog and digital systems of imaging in roentgen diagnostics", *Indian Journal Radiology Imaging*, vol. 75, no. 2, pp. 73-81, 2010.
- [10] K. Stoev, "Comparison of Radiographic Image Processing Algorithms", *6th European Workshop on Structural Health Monitoring 2012*, Ontario, Canada.
- [11] B. S. Verma and I. K. Indrajit, "Impact of computers in radiography: The advent of digital radiography, Part-2," *Indian Journal Radiology Imaging*, vol. 18, no. 3, pp. 204-209, 2008.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Review of Core Damage Frequency (CDF) for Nuclear Power Plants in the World

Arif Isnaeni

Center for Regulatory Assessment on the Science and Technology of Nuclear Installation and Material (P2STPIBN) – Nuclear Energy Regulatory Agency (BAPETEN)

a.isnaeni@bapeten.go.id

ABSTRAK

BAPETEN plays an active role in proving the safety level of nuclear power plants to be built and operated in Indonesia. For commercial Power Reactors, the applicant must submit a probabilistic safety analysis report, including calculating the core damage frequency (CDF). The purpose of this paper is to compare CDF from various countries (regulatory bodies requirements) and the core damage accidents that ever happened in the world. Three Core Damage accidents ever happened in the world: TMI, Chernobyl, and Fukushima. Sixty-six years ago, on 27 June 1954, the world's first nuclear power station at Obninsk was connected to the Moscow electrical grid. For 66 years, there were three core damage accidents, so on average, there is one core damage accident every 22 years. One core damage accident every 22 years is a rare event, but it's made a significant impact in the nuclear industry, especially the last accident (Fukushima Daiichi). From various countries, CDF range from $10^{-4}/\text{yr}$ to $10^{-6}/\text{yr}$. CDF $10^{-4}/\text{yr}$ means that the probability of core damage is once in 10,000 years of reactor operation. There are 443 operational NPPs. If we assume that they have precisely the same core damage frequency, for CDF $10^{-4}/\text{yr}$, the probability of one core damage in 443 NPPs is one core damage accident every 22.574 years. Those assumptions about all reactor that has precisely same core damage frequency are never happen. We want to emphasize that it is better to have a smaller number of CDF, especially if we have hundreds, thousands, or even more NPPs operated in the world. Some newer NPP design has CDF less than $10^{-6}/\text{yr}$. Mobile emergency diesel generators, passive autocatalytic hydrogen recombiners, and core catcher are implementing DEC in NPP. DEC has a significant role in reducing CDF to be lower.

Keywords: safety, nuclear, reactor, CDF, DEC.

Short Presentation

1 Introduction

The International Atomic Energy Agency (IAEA), installation operator, licensing agencies, and other institutions in dealing with nuclear power plant (NPP) safety perform various activities to improve safety, reduce the possibility of accidents, the possibility of risk acceptance through Probabilistic Safety Analysis (PSA) program. [1]

Probabilistic Safety Analysis is very important for installation designers, installation operators, regulatory bodies to show the public about the safety level of operation of a nuclear power plant. Probabilistic Safety Analysis also plays an essential role in improving the safety performance of nuclear power plants during design, operation, and shut-down stages. Probabilistic Safety Analysis also plays an essential role in maintenance management, aging management, analysis for an extended lifetime, and verification of the applicant's license regarding the nuclear power plant safety level during the licensing process at the regulatory agency [2].

BAPETEN plays an active role in proving the safety level of nuclear power plants to be built and operated in Indonesia following international safety standards through Probabilistic Safety Analysis Reports.

The first comprehensive safety and risk assessment based on the Probabilistic Risk Assessment (PRA) was carried out by the United States Nuclear Energy Regulatory Agency as stated in the Reactor Safety Study Report WASH-1400 document, Nuclear Regulatory

SKN 2021

Commission (NRC), in 1975. After the incident occurred, caused severe damage to the reactor core of the Three Mile Island Unit No. 2 (TMI-2) nuclear power plant in the US in 1977, the application of PRA is increasing. In the 1980s, the PRA became one of the required documents for permits for the construction and operation of nuclear power plants, which the US-NRC applied.

The purpose of this paper is to compare CDF from various countries (regulatory bodies requirements) and the core damage accidents that ever happened in the world.

2 Literature Review

Some regulations regulate probabilistic safety assessment in Indonesia, such as the Government Regulation Republic of Indonesia number 2 year 2014 about Nuclear Installation License and Nuclear Material Utilization, article 9 stated [3]:

- (1) Technical requirements for obtaining a Construction permit, including:
 - a. safety analysis report;
 - b. limits and operating conditions document;
 - c. management system document;
 - d. design information questionnaire;
 - e. radiation protection and safety program;
 - f. Safeguards system documents;
 - g. physical protection plan document;
 - h. aging management program;
 - i. Decommissioning program;
 - j. nuclear preparedness program;
 - k. Construction program; and
 - l. the environmental permit from the minister who carries out government affairs in environmental protection and management.
- (2) For commercial power reactors, in addition to the technical requirements as referred to in paragraph (1), the applicant must submit a probabilistic safety analysis report.
- (3) Provisions regarding preparing technical requirements documents as referred to in paragraph (1) letters a to j and probabilistic safety analysis reports as referred to in paragraph (2) are regulated by the BAPETEN Chairman Regulation.

Probabilistic safety analysis including:

- a. identification of nuclear reactor systems, structures, and components;
- b. Nuclear Reactor response analysis;
- c. selection of the initial event that triggered the accident;
- d. development of a series of accidents;
- e. system and human reliability analysis;
- f. qualitative and quantitative analysis; and
- g. calculation of the core damage frequency.

BAPETEN Regulation No 1 year 2020 about Radiation Protection Aspects in Nuclear Power Plant Design, in article 31 [4], stated:

- (1) The design objectives as a design approach to nuclear accident conditions can be achieved using high standard designs based on safety analysis results.
- (2) The safety analysis, as referred to in paragraph (1), must include:
 - a. deterministic safety analysis; and
 - b. probabilistic safety analysis.
- (3) The safety analysis as referred to in paragraph (2) must be based on:
 - a. conservative assumptions on design base accident analysis; and
 - b. realistic assumptions or best estimates in the severe accident analysis.

BAPETEN Regulation No 1 year 2020 article 88, stated:

- (1) Anticipation measures against serious accidents must be in accordance with the design purpose based on the results of a specific safety analysis.
- (2) As referred to in paragraph (1), the specific safety analysis must be calculated based on the best estimation method for both short-term and long-term consequences.
- (3) In the calculation of specific safety, as referred to in paragraph (2), probabilistic simulation of dispersion programming can be used to evaluate the impact of risk on critical community groups.

BAPETEN Regulation No 1 year 2020 article 90, stated:

Safety-related design features based on a probabilistic safety analysis should be considered in the design, i.e., at least:

- a. Development or improvement of safety, protection, and instrumentation systems to reduce malfunctions and operator errors that have the potential to cause serious accidents; and
- b. Ensuring the availability of power for essential equipment, instrumentation, medical equipment, and protection systems.

The basic principles of safety as formulated in INSAG-3 state that: a layered defense system as a system that ensures the safety of nuclear power plants must be continued at three (3) safety principles must be implemented, namely:

- a. cooling,
- b. control of power level and,
- c. radioactive containment.

Some of the more specific aspects are:

1. The design concept is expanded by addressing the necessary operating and maintenance procedures,
2. The design should be simple and avoid complexity,
3. Nuclear power plants must be friendly to users/operators,
4. Nuclear power plants are designed by reducing interdependence and avoiding operator intervention in the initial conditions of deviation events,
5. Nuclear power plants are designed to contain radioactive substances in postulated accident conditions and severe accident conditions, accidents that make a significant

contribution to risk must have a small probability of occurrence,

6. Nuclear power plants are designed to provide sufficient security against sabotage and conventional weapons attacks,
7. Nuclear power plants have design features with low uncertainty values. Nuclear power plants must be designed with a passive system.

Serious accidents must be considered explicitly in the design of nuclear power plants. The systems, structures, and components used should be listed in the design for severe accidents concerning the quality of the components. Nuclear facilities must be designed so that the risks posed by their operation are within acceptable limits for both the community and the environment.

The concept of risk includes unintended consequences: the number of people experiencing harm (injured, death) and the probability of the hazard occurrence. Risk can be defined as a combination of the unintended consequences of an accident scenario and the likelihood of that scenario. Determination of risk generally relates to answers to questions:

1. What is wrong?
2. When and how did the error occur?
3. What are the consequences?

The answer to the first question relates to accident scenarios. The answer to the second question requires an evaluation of the probabilities of the scenario, while the answer to the third question requires an estimate of the consequences experienced.

a. Probabilistic Safety Analysis

The International Atomic Energy Agency (IAEA), installation operator, supervisory agencies, and other institutions dealing with nuclear power plant safety carry out various activities to improve safety, reduce the possibility of accidents, and risk acceptance through the Probabilistic Safety Analysis program.

The Probabilistic Safety Analysis methodology offers many advantages to designers, analysts, supervisory organizations, and operators for both research reactors and nuclear power plants. The Probabilistic Safety Analysis Study provides a structured, comprehensive approach to failure scenarios that contain mathematical concepts and tools to derive risk estimates numerically. The Probabilistic Safety Analysis study can be used in the design and backfitting processes, accident management during reactor operation, reactor shut-down, safety analysis, and regulation to obtain a high degree of nuclear reactor safety and identification of component and system failures, understanding of the behavior of components/systems that used to anticipate failures and identify areas of improvement that are considered more effective.

Procedures to ensure the quality of the results of the Probabilistic Safety Analysis should be established. The procedures must be consistent with the goal of the nuclear power plant project quality assurance program. Peer review is

also essential, which is used further to assure the quality of the resulting Probabilistic Safety Analysis.

The scope of study and methodology of Probabilistic Safety Analysis is divided into three levels, namely:

- a. Level 1: Analysis of system safety about the operation of the nuclear power plant reactor, namely the study of system failures to determine the frequency of core melting.
- b. Level 2: Analysis of radiation containment capacity and frequency of release of fission products. Containment response study related to PSA level-1 results for determining the frequency of radioactive release from reactor containment. The results of this level-2 PSA include the mode of radiation shielding failure, the type and amount of radioactive substance released or released into the environment, and the impact or loss due to the release of the radioactive substance.
- c. Level 3: the calculation of the consequences if an accident occurs and the risk accepted by the community. Environmental consequences assessment based on PSA level-2 results to estimate risks to the public. The results of PSA level-3 provide an overview of the worst consequences regarding the health of installation workers and the community, as well as an overview of contamination of soil, air, water, and foodstuffs.

PSA Level 1 contains an analysis of system assessment and reactor operation safety, emphasizing calculating the frequency of accidents that cause damage to the reactor core. Analysis of the reliability of reactor components and systems and other safety systems related to reactor operation, including within the scope of PSA Level 1.

In addition, it is also necessary to pay attention to the steps taken to complete the level 1 Probabilistic Safety Analysis study, namely:

1. identification of unwanted events,
2. recognize the system,
3. create a logical model of the system depicted in a fault tree,
4. qualitative evaluation of the fault tree,
5. data analysis,
6. probabilistic or quantitative assessment of the fault tree,
7. analysis of sensitivity or value of importance, analysis of consequences, and analysis of uncertainty.

Nuclear power plant safety has been developed and continuously improved. Safety The current generation nuclear power plants have been designed and operated using safety principles at a very high level.

Thus, advances in research and development on safety, improved methods to improve risk assessment, and application of the results of thousands of years of reactor operation experience from nuclear power plants to date will enhance the safety of future generations of nuclear power plants.

Several factors accelerate the increase in nuclear power plant safety. The first is driven by industrial activities that are desired to be safer and more efficient. Second, the community needs that the operation of nuclear power plants is a low risk to the environment and society, even though the number of nuclear power plant operations increases with time. The

Table 1: Core Damage Frequency from Various Country [5,6]

| Country | Organization | Frequency | Notes |
|--------------------|---------------------|--|--|
| USA | Regulator | 10 ⁻⁴ /yr | Objective |
| UK | Regulator | 10 ⁻⁴ /yr | Limit |
| | | 10 ⁻⁵ /yr | Objective |
| Taiwan | Licensee | 10 ⁻⁵ /yr | Limit |
| Switzerland | Regulator | 10 ⁻⁴ /yr | Limit for existing plants |
| | | 10 ⁻⁵ /yr | Objective for new plants |
| Sweden | Licensee | 10 ⁻⁵ /yr | Objective: This is a criteria or safety goal established by the licensees. |
| | | | |
| Slovak Rep | Regulator | 10 ⁻⁴ /yr | Objective for existing plants |
| | | 10 ⁻⁵ /yr | Objective for new build |
| Netherlands | Regulator | 10 ⁻⁴ /yr | Limit for existing plants |
| | | 10 ⁻⁶ /yr | Limit for new plants |
| Japan | Regulator | 10 ⁻⁴ /yr | Objective |
| Italy | Regulator | 10 ⁻⁶ to 10 ⁻⁵ /yr | Objective |
| Hungary | Regulator | 10 ⁻⁴ /yr | Limit for existing plants |
| | | 10 ⁻⁵ /yr | Limit for new plants |
| France | Regulator | 10 ⁻⁵ /yr | Objective for new plants |
| France/ Germany | Designers of EPR | 10 ⁻⁶ /yr | Objective |
| Finland | Regulator | 10 ⁻⁵ /yr | Objective |
| Czech Rep | Licensee | 10 ⁻⁴ /yr | Objective for existing plants |
| | | 10 ⁻⁵ /yr | Objective for new plants |
| Canada | Regulator | 10 ⁻⁵ /yr | Limit for new plants |
| | Licensee | 10 ⁻⁴ /yr | Limit for existing plants |
| | | 10 ⁻⁵ /yr | Objective for existing plants |
| | | 10 ⁻⁵ /yr | Objective for new plants |
| Korea | Regulator | 10 ⁻⁴ /yr | Objective for existing plants |
| | | 10 ⁻⁵ /yr | Objective for new plants |
| Slovenia | Regulator | 10 ⁻⁴ /yr | Objective for existing plants |
| | | 10 ⁻⁵ /yr | Objective for new build |

third is the desire to limit the possibility and consequences of serious accidents.

PSA analysis is also used at the nuclear power plant design stage. The model and results of the PSA have greatly influenced the choice of an alternative reactor system. Therefore, PSA analysis often requires identifying reactor systems, structures, and components (SSC), particularly those related to safety functions. Knowing the functions and interrelationships of the SSC will be easier to model the sequence of events. SSC that are important for safety must be designed, fabricated, constructed, and tested to meet established standards regarding the safety functions to be handled.

b. Data Limitation of Core Damage Value

Some values of the core damage frequency (CDF) from various sources are presented at **Table 1**.

Table 1 shows data on core damage frequency from various countries. From those data, CDF range from 10⁻⁴/yr to 10⁻⁶/yr.

3 Results and Discussion

Three Core Damage accidents ever happened in the world, with International Nuclear and Radiological Event Scale (INES) greater than 5:

1. Three-mile island (TMI) accident in 1979, TMI nuclear power plant has CDF 5.5 × 10⁻⁴/yr [7].
2. Chernobyl accident in 1986.
3. Fukushima Daiichi accident in 2011.

Sixty-six years ago, 27 June 1954, the world’s first nuclear power station at Obninsk was connected to the Moscow electrical grid [8]. It produces 5 MWe. Until now (2021), there are three core damage accidents in nuclear power plant history with INES greater than 5.

From the first NPP operated on 27 June 1954 up to now (2021), we have operated NPPs in the world for 66 years. There were three core damage accidents for those periods of time, so on average, there is one core damage accident every 22 years. One core damage accident every 22 years is a rare event, but it’s made a significant impact in the nuclear industry, especially the last accident (Fukushima Daiichi).

There are 443 operational nuclear power plants (NPPs) in the world [9]. **Table 1**. shows data of core damage frequency from various countries. CDF range from 10⁻⁴/yr to 10⁻⁶/yr. CDF 10⁻⁴/yr means that the probability of core damage is once in 10,000 years of reactor operation. CDF 10⁻⁶/yr means that the probability of core damage is once in 1,000,000 years reactor operation.

From those range of CDF, if we assume that 443 operational nuclear power plants have precisely the same core damage frequency, for CDF 10⁻⁴/yr, the probability of one core damage in 443 NPPs are:

$$\frac{10\ 000\ yr}{443} = 22.574\ yr$$

There is a probability of one core damage accident every 22.574 years.

If we assume that 443 NPPs has precisely the same core damage frequency, for CDF 10⁻⁶/yr, the probability of one core damage in 443 NPPs are:

$$\frac{1\ 000\ 000\ yr}{443} = 2\ 257.4\ yr$$

There is a probability of one core damage accident every 2,257.4 years.

Those assumptions about all reactor that has precisely same core damage frequency are never happen. In some cases, some identical type reactors are located on the same site. A combination of single-unit CDF will result in a different number of multi-unit CDF because multi-unit plants have more shared systems [10]. We want to emphasize that it is better to have a smaller number of CDF, especially if we have hundreds, thousands, or even more NPPs operated in the world.

It’s appropriate that the CDF 10⁻⁴/yr in most countries only for existing NPP, but for new NPP, it should have CDF range from 10⁻⁵/yr to 10⁻⁶/yr that would reduce the probability of core melting accident. Nice to know that some newer NPP design has CDF less than 10⁻⁶/yr.

If the core melting accident happened, we have prepared another method to handle or overcome the hydrogen accumulation. We can use hydrogen recombiners to avoid hydrogen explosion, such as has happened in Fukushima Daiichi NPP. We can also use a mobile diesel generator to avoid

station blackout. Some design also implements core capture, a space in the bottom of reactor containment provided for melting core (corium).

Hydrogen gas was produced from the reaction of water and zircalloy fuel cladding at high temperatures above 1,200 degrees Celsius in the Fukushima Daiichi accident. Hydrogen can also be produced from radiolysis. This hydrogen gas accumulated in the reactor pressure vessel. To reduce the pressure of the pressure vessel, hydrogen was vented out then mixed with air outside reactor building, and then it accumulated in some concentration that triggered hydrogen explosion. This explosion damaged the reactor building and caused radioactive release.

NPPs all over the world began to install passive autocatalytic hydrogen recombiners. This passive application does not require electricity to operate, and it always works, although in the station blackout (SBO) condition. Because of its capability to reduce the concentration of hydrogen, it can avoid hydrogen explosion.

The filter of radioactive material is also added in the venting system to prevent the release of radioactive if the operator needs to reduce pressure in the pressure vessel to avoid pressure vessel rupture during overpressure condition, especially during post-accident condition.

The core catcher concept is also implemented in some designs, such as European Pressurized Reactor (EPR) and VVER. Core catcher is a place for melted core (corium) if core damage or core melting happens. The purpose of core catcher is to avoid the melted core flow outside the containment building. In other words, it will prevent radioactive release during core melting accident. Corium is lava-like material with high temperatures, so the core catcher shall be made from material that able to withstand high temperatures, for example, ceramics. The core catcher is located at the bottom of the containment so that the corium can flow by gravity in its location during a severe accident.

Some countries also provide mobile emergency diesel generators (EDG) [11]. This mobile EDG has a size as big as container shipping that can be transported by truck. This mobile EDG is prepared for station blackout condition. Such as in the Fukushima Daiichi accident.

Design extension conditions (DEC) comprise conditions in events without significant fuel degradation and conditions in events with core melting [12]. The primary purpose of the DEC with core melting is to maintain the integrity of reactor containment. Mobile emergency diesel generators, passive autocatalytic hydrogen recombiners, and core catcher are implementing DEC in nuclear power plants. DEC has a significant role in reducing CDF to be lower.

4 Conclusion

From the first NPP operated on 27 June 1954 up to now (2021), we have operated NPPs in the world for 66 years. There were three core damage accidents for those periods of time, so on average, there is one core damage accident every 22 years. One core damage accident every 22 years is a rare event, but

it's made a significant impact in the nuclear industry, especially the last accident (Fukushima Daiichi).

From various countries, core damage frequency ranges from $10^{-4}/\text{yr}$ to $10^{-6}/\text{yr}$. There are 443 operational nuclear power plants. If we assume that they have precisely the same core damage frequency, for CDF $10^{-4}/\text{yr}$, the probability of one core damage in 443 NPPs is one core damage accident every 22.574 years. Those assumptions about all reactor that has precisely same core damage frequency are never happen. We want to emphasize that it is better to have a smaller number of CDF, especially if we have hundreds, thousands, or even more NPPs operated in the world. It's appropriate that the CDF $10^{-4}/\text{yr}$ in most countries only for existing NPP, but for new NPP, it should have CDF range from $10^{-5}/\text{yr}$ to $10^{-6}/\text{yr}$ that would reduce the probability of core melting accident. Some newer NPP design has CDF less than $10^{-6}/\text{yr}$. Mobile emergency diesel generators, passive autocatalytic hydrogen recombiners, and core catcher are implementing DEC in NPP. DEC has a significant role in reducing CDF to be lower.

References

- [1] Karyono, Hendayun, et al. (2004) Laporan Akhir Studi Akademis Penyusunan PSA Reaktor Daya, Jurusan Fisika FMIPA-UGM, Yogyakarta.
- [2] Suprawhardana, M. S (2007), Peran Probabilistic Safety Assessment (PSA) pada Pengawasan dan Pembangunan dan Pengoperasian PLTN, BAPETEN, Jakarta.
- [3] Republic of Indonesia (2014) Government Regulation Republic of Indonesia number 2 year 2014 about Nuclear Installation License and Nuclear Material Utilization.
- [4] Republic of Indonesia (2020) BAPETEN Regulation No 1 year 2020 about Radiation Protection Aspects in Nuclear Power Plant Design.
- [5] Lanore J, Ahn K, et al. (2020) Use and Development of Probabilistic Safety Assessments at Nuclear Facilities, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [6] Lanore J. M, Murphy J A, et al. (2017) Use and Development of Probabilistic Safety Assessment, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [7] Reilly H J, Schurman D L, et al. (1989) A Review of the Three Mile Island-1 Probabilistic Risk Assessment, US NRC, Washington
- [8] Petros'yants A. M (1983) 30th Anniversary, a Pioneer of Nuclear Power, IAEA Bulletin, Vol.26, No.4
- [9] Division of Nuclear Power (2020) Reference Data Series No. 2: Nuclear Power Reactors in the World, IAEA, Vienna.
- [10] IAEA (2019) Safety Report Series No:96 Technical Approach to Probabilistic Safety Assessment for Multiple Reactor Units, IAEA, Vienna.
- [11] SafetyAssessmentSection(2015)IAEA-TECDOC-1770 Design Provisions for Withstanding Station Blackout at Nuclear Power Plants, IAEA, Vienna.

- [12] IAEA (2016) IAEA-TECDOC-179 Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants, IAEA, Vienna.
- [13] International Nuclear Safety Advisory Group (1999) INSAG-12 Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1, IAEA, Vienna.
- [14] Exley R (2019) Probabilistic Safety Analysis, Office for Nuclear Regulation, Merseyside.
- [15] Prasad M, Vinod G, et al. (2016) Site core damage frequency for multi-unit Nuclear Power Plants site, j.pnucene.2016.12.007
- [16] Raju S (2016) Estimating the Frequency of Nuclear Accidents, Science & Global Security Vol.24 No.1.37-62



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Pengendalian Risiko pada Ujian Sertifikasi Personil Radiografi secara Tatap Muka di Era Pandemi COVID-19

Ratih Luhuring Tyas, Yulaida Maya Sari, Farah Nurfuadia, dan Alfitri Meliana

Pusat Standardisasi dan Mutu Nuklir - Badan Tenaga Nuklir Nasional, Puspiptek Serpong 15314, Indonesia

yulaida@batan.go.id

ABSTRAK

Dalam kondisi pandemi COVID-19 kegiatan ujian secara tatap muka yang mengumpulkan sejumlah orang, dengan adanya mobilitas peserta ke tempat ujian dapat meningkatkan risiko penularan virus COVID-19. Untuk meminimalisir risiko dari sudut pandang keselamatan dan kesehatan kerja, diperbolehkan untuk melakukan asesmen jarak jauh (*remote assessment*), namun harus dipastikan bahwa risiko terkait keamanan, kerahasiaan tidak diabaikan. Untuk ujian perpanjangan dapat dilakukan asesmen jarak jauh, karena menggunakan metode verifikasi jeda waktu tidak bekerja. Namun ditinjau dari segi keamanan dan kerahasiaan soal, ujian awal maupun ujian resertifikasi tidak mungkin dilakukan asesmen jarak jauh. Ujian awal dan ujian resertifikasi harus dilakukan secara tatap muka, dengan memperhatikan protokol keselamatan dan kesehatan. Perlu dilakukan pengendalian risiko untuk melindungi peserta ujian dan petugas dari kontaminasi virus COVID-19. Diantara bentuk pengendalian risiko adalah Gerakan 5 M, memakai masker, mencuci tangan, menjaga jarak, menjauhi kerumunan, dan mengurangi mobilitas. LSP BATAN dalam menjamin keselamatan peserta dan petugas dalam kegiatan sertifikasi personel melakukan upaya pengendalian risiko dengan pendekatan hierarki pengendalian risiko yang diadopsi dari ISO 45001:2018. Upaya pengendalian risiko dimulai dengan mengidentifikasi pengendalian dari setiap jenjang mulai dari eliminasi, substitusi, pengendalian dengan rekayasa, administratif, dan APD. Mengidentifikasi pengendalian, mendokumentasikan pelaksanaannya dan melakukan evaluasi hasil pengendalian untuk melihat keefektifan dari tindakan pengendalian yang telah ditetapkan. Pengendalian secara eliminasi dan substitusi tidak dapat diaplikasikan. Pengendalian yang dapat diaplikasikan adalah pengendalian dengan rekayasa, pengendalian administratif dan penggunaan alat pelindung diri. Berdasarkan data sampai dengan saat ini belum adanya kasus terkonfirmasi akibat pelaksanaan ujian, menunjukkan bahwa tindakan pengendalian risiko yang dilakukan oleh PSMN sudah efektif dalam menjaga keselamatan dan kesehatan peserta dan pegawai. Kegiatan pengendalian risiko ini diharapkan dapat menjadi adaptasi kebiasaan baru menyongsong aktivitas produktif di era pandemi COVID-19.

Kata kunci: pengendalian risiko, ujian sertifikasi, pandemi COVID-19

Short Presentation

1 pendahuluan

Radiografi merupakan salah satu teknik Uji Tak Rusak yang bertujuan untuk memastikan keutuhan dari suatu perlengkapan atau peralatan dan struktur seperti pipa, perkapalan, sambungan las, pengecoran dan lain sebagainya menggunakan radiasi sinar-X atau radiasi sinar gamma [1]. Dalam penerapannya, radiografi industri menggunakan sumber radiasi pengion dalam bentuk pesawat sinar-X atau radiasi sinar gamma yang menghasilkan laju dosis radiasi yang dapat menyebabkan luka bila terpapar terlalu dekat dengan waktu paparan yang lama. Ditinjau dari risiko yang dihasilkan, dalam melakukan kegiatan radiografi diperlukan personil yang memahami cara penggunaan sinar-X atau sumber radiasi gamma dengan benar dan aman. Radiographer adalah pekerja radiasi yang berwenang melakukan pekerjaan radiografi menggunakan zat radioaktif dan/atau Pembangkit Radiasi Pengion yang memiliki sertifikat keahlian [2].

SKN 2021

Pusat Standardisasi dan Mutu Nuklir (PSMN) BATAN memiliki tugas untuk melaksanakan kegiatan sertifikasi personil iptek nuklir melalui Lembaga Sertifikasi Person (LSP) yang telah terakreditasi oleh Komite Akreditasi Nasional (KAN). Ruang lingkup LSP BATAN diantaranya adalah sertifikasi personil radiografi tingkat I, II, dan III [3]. Ujian sertifikasi terdiri dari ujian awal, perpanjangan, dan resertifikasi yang pelaksanaannya dilakukan secara tatap muka dalam suatu ruangan. Dalam situasi saat ini kegiatan ujian secara tatap muka yang mengumpulkan sejumlah orang, adanya mobilitas peserta ke tempat ujian dapat meningkatkan risiko penularan virus COVID-19. Untuk meminimalisir risiko dari sudut pandang Keselamatan dan Kesehatan Kerja, KAN memperbolehkan Lembaga Penilai Kesesuaian untuk melakukan asesmen jarak jauh, namun harus memastikan bahwa risiko lainnya (keamanan, kerahasiaan) tidak diabaikan.

Berdasarkan analisis risiko pelaksanaan ujian sertifikasi asesmen jarak jauh menggunakan metode *What If*, didapatkan hasil bahwa ujian perpanjangan dapat dilakukan asesmen jarak jauh, karena menggunakan metode verifikasi jeda waktu tidak bekerja. Namun ditinjau dari segi keamanan dan kerahasiaan soal, ujian awal maupun ujian resertifikasi tidak mungkin dilakukan asesmen jarak jauh. Ujian awal dan ujian resertifikasi harus dilakukan secara tatap muka, namun kegiatan ini sangat berisiko meningkatkan penyebaran virus COVID-19, sehingga perlu dilakukan pengendalian risiko untuk melindungi peserta ujian dan petugas dari kontaminasi virus COVID-19 dan mengevaluasi efektivitas dari pengendalian risiko yang telah ditetapkan. Salah satu bentuk pengendalian risiko adalah Gerakan 5 M, memakai masker, mencuci tangan, menjaga jarak, menjauhi kerumunan, dan mengurangi mobilitas [4]. Bentuk pengendalian risiko dapat dilihat dari pengembangan alat, pengaplikasian alat, atau revidi prosedur [1].

Pendekatan pengendalian keselamatan yang populer di industri salah satunya adalah hierarki pengendalian risiko (*Hierarchy of Risk Controls*, HoC). Dalam kaitannya dengan ISO 45001:2018, HoC memiliki peran penting dalam perencanaan pengendalian keselamatan. Metode HoC menerapkan pengendalian risiko berjenjang berdasarkan asumsi tingkat efektivitas dalam mengurangi risiko [5]. LSP BATAN dalam menjamin keselamatan peserta dan petugas dalam kegiatan sertifikasi personil melakukan upaya pengendalian risiko dengan pendekatan hierarki pengendalian risiko yang diadopsi dari ISO 45001:2018 yang disajikan pada **Gambar 1** [6].

2 Metodologi

Ketika *World Health Organization* (WHO) menetapkan bahwa COVID-19 merupakan pandemic pada bulan Maret tahun 2020, negara Amerika Serikat melalui *U.S. Department of Labor Occupational Safety and Health Administration* menerbitkan sebuah pedoman untuk mempersiapkan tempat kerja dalam menghadapi penyebaran COVID-19. Metode yang digunakan dalam pedoman tersebut adalah HoC [7]. Pada penerapannya, tahapan HoC yang dianjurkan di antaranya:

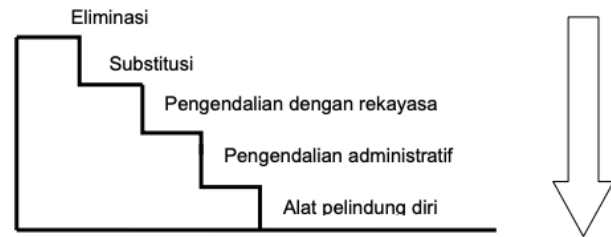


Figure 1. Hierarki Pengendalian Risiko

Keterangan: Gambar milik PSMN, diambil dari SB 006-1-BATAN:2012

2.1 Eliminasi

Menghilangkan virus dengan secara langsung dengan membuat virus tidak dapat bermutasi atau dengan vaksinasi yang mencegah penularan sehingga menyebabkan virus punah. Cara ini cukup rumit dan membutuhkan waktu lama. Cara ini hanya dapat dicapai dengan dua virus sampai saat ini: cacar (1979) dan virus rinderpest (2011). Meskipun eliminasi bahaya adalah pilihan pertama, tetapi itu tidak memungkinkan dijadikan utnuk solusi yang membutuhkan waktu segera.

2.2 Substitusi

Mengganti virus COVID-19 dengan virus yang kurang mematikan. Contohnya seperti pemberian obat yang mengganggu kemampuan virus untuk bereplikasi ketika seseorang terinfeksi. Namun, kemungkinan substitusi akan membutuhkan banyak penelitian, uang, dan waktu dan saat ini bukan merupakan ukuran efektif dalam hierarki kontrol.

2.3 Pengendalian dengan rekayasa

Mengisolasi orang dari bahaya, seperti memasang pelindung atau penghalang antara orang dan bahaya. Contohnya adalah toko kelontong, bank, dan toko ritel memasang layar kaca *plexiglass* untuk mencegah penyebaran virus antara pelanggan dan karyawan. Di tempat kerja, dispenser sabun/handuk bebas genggam, tempat sampah, dan pembuka pintu dapat mencegah menyentuh permukaan.

2.4 Pengendalian Administratif

Menerapkan prosedur seperti menjaga jarak 2 meter antara orang-orang, sering mencuci tangan secara menyeluruh, memungkinkan karyawan untuk bekerja dari rumah, membatasi jumlah pertemuan dan memastikan bahwa karyawan tinggal di rumah saat sakit adalah contoh metode kontrol administratif. Efektivitas kontrol ini tergantung pada seberapa baik orang mematuhi aturan.

2.5 Penggunaan APD

Tempat kerja atau organisasi mungkin memerlukan penggunaan sarung tangan, masker, atau penutup wajah lainnya untuk mencegah penyebaran virus. Agar penggunaan APD efektif, karyawan harus dilatih tentang penggunaan dan

batasannya yang tepat. Meski APD dianggap pengendalian yang paling tidak efektif, namun menjadi fokus utama di masa pandemi karena bisa cepat diimplementasikan saat tersedia.

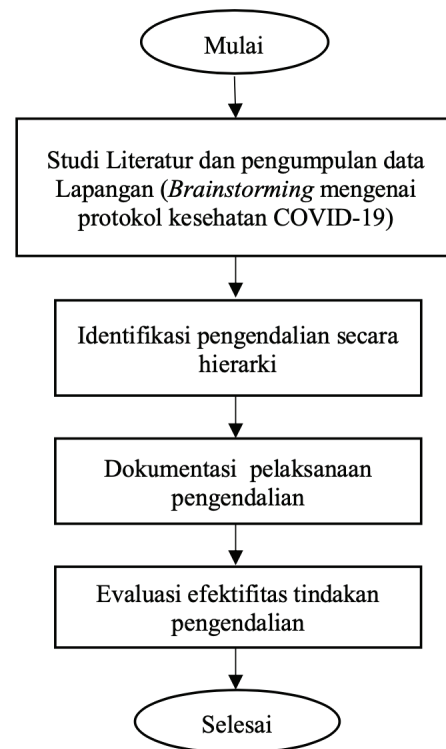
Hirarki kontrol adalah model yang efektif untuk melakukan mitigasi dan penghapusan bahaya, termasuk kondisi yang dihadapi selama pandemi. Bekerja sesuai metode melalui setiap elemen hierarki kontrol (eliminasi; pengganti; kontrol teknik; kontrol administratif; APD) dan menerapkan kontrol ini secara kreatif dapat mencapai sukses penghapusan bahaya [8]. Studi kasus dari salah satu perusahaan di Amerika Serikat, *Faith Technology* yang menerapkan HoC dengan cara membentuk Gugus Tugas COVID-19, penerapan protocol COVID-19 di tempat kerja seperti pembatasan sosial, memperbolehkan karyawan untuk bekerja dari rumah, menghindari dan meminimalisir kerumunan, penggunaan masker, dan mencuci tangan secara teratur. Menurut Amara (2020), pegawai di *Faith Technology*, hirarki kontrol adalah senjata yang efektif dalam memerangi pandemi saat ini. Penghapusan atau penggantian virus belum dapat dilakukan, tetapi kita dapat bekerja untuk menahan virus dengan menerapkan kombinasi kontrol teknis, administratif, dan APD. Kontrol ini, jika diterapkan secara efektif, akan terus menyelamatkan nyawa sampai protokol vaksinasi yang efektif pada akhirnya akan membantu mengendalikan dan menghilangkan virus [9].

Belajar dari yang telah dilakukan oleh *Faith Technology*, PSMN melakukan upaya pengendalian risiko dimulai dengan mengidentifikasi pengendalian dari setiap jenjang mulai dari eliminasi, substitusi, pengendalian dengan rekayasa, pengendalian administratif, dan APD. Mengidentifikasi pengendalian yang dapat diaplikasikan maupun yang tidak dapat diaplikasikan, dan bagaimana pelaksanaannya. Untuk pengendalian yang dapat diaplikasikan, dilakukan dokumentasi terhadap pelaksanaannya. Langkah terakhir adalah melakukan evaluasi hasil pengendalian untuk melihat keefektifan dari tindakan pengendalian yang telah ditetapkan. Tahapan metodologi dapat dilihat pada **Gambar 2**.

3 Hasil dan Pembahasan

Identifikasi bahaya penyebaran COVID-19 sangat penting, kemudian melakukan penilaian risiko dan membuat program pengendalian bahaya agar dapat diminimalisir tingkat risikonya ke yang lebih rendah dengan tujuan mencegah terjadinya penyebaran COVID-19 [10]. Studi literatur terkait lingkup hierarki pengendalian risiko dan *brainstorming* mengenai protokol kesehatan COVID-19 menjadi inputan dalam identifikasi pengendalian risiko yang dapat di aplikasikan dalam kegiatan ujian sertifikasi secara tatap muka. Hasil identifikasi pengendalian risiko mulai dari eliminasi, substitusi, pengendalian dengan rekayasa, pengendalian administratif, dan penggunaan APD disajikan pada **Tabel 1**.

Beberapa tindakan yang diambil PSMN dalam pengendalian risiko sesuai hierarki pada **Gambar 1** tidak dapat diaplikasikan. Tindakan pengendalian risiko yang tidak dapat diaplikasikan adalah eliminasi karena pelaksanaan ujian merupakan persyaratan dari standar dan substitusi karena untuk ujian awal dan resertifikasi, terdapat ujian praktikum



Gambar 2. Tahapan Metodologi

Tabel 1: Hierarki Pengendalian Risiko Ujian Sertifikasi Secara Tatap Muka

| Hierarki | Pengendalian Risiko | Dapat diaplikasikan | Bentuk Pengendalian |
|----------------------------|---|---------------------|---|
| Eliminasi | Eliminasi sumber bahaya | Tidak | - |
| Substitusi | Substitusi Alat/ Mesin/ Bahan | Tidak | - |
| Pengendalian rekayasa | Modifikasi/ Perancangan Alat/ Tempat Kerja | Ya | Modifikasi ruang ujian Wastafel di pintu masuk Mengurangi mobilitas |
| Pengendalian administratif | Prosedur, Durasi Kerja, Tanda Bahaya, Poster, Label | Ya | Penyusunan Prosedur Pengisian <i>skrining</i> COVID-19 Pengecekan suhu Cek Antigen/swab PCR Pembatasan jumlah peserta |
| Alat Pelindung Diri (APD) | Alat pelindung diri bagi peserta dan petugas | Ya | Penggunaan Masker Penggunaan Face Shield Penyediaan Hand Sanitizer |

yang mengoperasikan pesawat sinar-X atau kamera gamma. Jika ujian dilakukan asesmen jarak jauh, dari sisi keselamatan dapat terjadi kecelakaan yang sangat mungkin terjadi dan mempunyai konsekuensi serius. Dari sisi keamanan soal, kerahasiaan soal tidak dapat dijamin dan peserta dapat berbuat curang atau dibantu oleh peserta lain.

Pengendalian dengan rekayasa yang dapat diaplikasikan berupa modifikasi ruang ujian dengan mengatur jarak duduk antar peserta (minimal 2 meter). Kapasitas ruang ujian menjadi setengah dari kapasitas awal. Selain itu tersedia wastafel di pintu masuk, di ruang ujian, dan toilet. Upaya mengurangi mobilitas telah diterapkan dengan cara melaksanakan ujian



Gambar 3. Pengendalian Risiko berupa Penggunaan Masker, Pembatasan jarak, dan Jumlah Peserta Ujian

Keterangan: Gambar milik PSMN, diambil pada saat pelaksanaan ujian tatap muka



Gambar 4. Pengendalian Risiko berupa Penyediaan Wastafel

Keterangan: Gambar diambil dari Fasilitas Gedung 71 PSMN, yang dikelola oleh PRFN-BATAN

di tempat pelatihan segera setelah selesai pelatihan. Protokol kesehatan 3M dari 5 M telah diterapkan melalui pengendalian dengan rekayasa. Pengendalian administratif yang paling banyak diterapkan dalam pengendalian risiko ujian sertifikasi secara tatap muka, berupa penyusunan prosedur pelaksanaan protokol kesehatan COVID-19 pada proses sertifikasi person, pengisian skrining COVID-19, pemeriksaan suhu tubuh, dan surat hasil tes antigen/swab PCR. Hasil pengisian skrining, pemeriksaan suhu tubuh, dan tes antigen/swab PCR dievaluasi oleh Satgas Covid PSMN, untuk diberikan rekomendasi apakah peserta dapat mengikuti ujian secara tatap muka. Apabila ada salah satu hasil yang mengindikasikan terpapar virus COVID-19 maka peserta tidak boleh mengikuti ujian pada periode tersebut, dan diberi penangguhan ujian.

Bentuk pengendalian administratif lainnya yaitu pembatasan jumlah peserta dalam setiap kali pelaksanaan ujian. Pada kondisi normal, ujian dapat diikuti oleh 35 peserta dalam satu kelas, dengan kondisi COVID-19 kapasitas ruang kelas menjadi 15-17 peserta. Hal ini berdampak pada durasi pelaksanaan ujian yang semula 1-2 hari, menjadi 2-3 hari. Penggunaan masker dan *face shield* merupakan pengendalian terakhir yaitu penggunaan alat pelindung diri. Protokol

docs.google.com/forms/d/1_vATbuKK_JTA6JzYdgdXUjyFE17mj-6nEKY2CZxNNiQ/viewform?edit_requested=true

FORMULIR PENILAIAN MANDIRI KESEHATAN TAMU BATAN, KAWASAN NUKLIR SERPONG

Yth Tamu BATAN Kawasan Nuklir Serpong, sebelum anda memasuki Kawasan Nuklir Serpong, mohon mengisi formulir berikut ini dengan jujur.

The name and photo associated with your Google account will be recorded when you upload files and submit this form

Not Ityas84@gmail.com? [Switch account](#)

*** Required**

Nama *

Your answer

Nomor Telepon (HP) *

Your answer

Skrining Protokol Kesehatan Covid-19

Demi keselamatan dan kesehatan bersama di Kawasan Nuklir Serpong, mohon menjawab JUJUR pertanyaan dibawah ini:

Dalam 7 hari terakhir (sampai hari ini) apakah pernah keluar rumah/ tempat umum (pasar, fasilitas kesehatan, kerumunan orang)? * 1 point

Ya

Tidak

Dalam 7 hari terakhir (sampai hari ini) apakah pernah menggunakan transportasi umum? * 1 point

Ya

Tidak

Gambar 5. Pengendalian Risiko Berupa Penilaian Mandiri Kesehatan Tamu

Keterangan: Gambar diambil dari pengisian penilaian mandiri kesehatan tamu yang dibuat oleh PPIKSN-BATAN

kesehatan 4M dari 5 M telah diterapkan melalui pengendalian dengan rekayasa, pengendalian administratif, dan penggunaan alat pelindung diri. Pengendalian yang telah dilakukan dapat dilihat pada **Gambar 3, 4 dan 5**. Penyediaan wastafel seperti pada **Gambar 4** bertujuan agar para peserta ujian dapat sering mencuci tangan. Aktivitas sering mencuci tangan merupakan cara yang efektif untuk mencegah penyebaran COVID-19 [11,12].

4 Kesimpulan

Berdasarkan tindakan pengendalian risiko ujian sertifikasi secara tatap muka yang telah dilakukan oleh PSMN dan data status infeksi COVID-19 yang terkumpul, sampai dengan saat ini belum ada kasus terkonfirmasi akibat pelaksanaan ujian. Hal ini menunjukkan bahwa tindakan pengendalian risiko yang dilakukan oleh PSMN sudah efektif dalam menjaga keselamatan dan kesehatan peserta dan pegawai. Kegiatan pengendalian risiko ini diharapkan dapat menjadi adaptasi kebiasaan baru menyongsong aktivitas produktif di era pandemi COVID-19. Untuk lebih mengoptimalkan

pengendalian risiko dan adaptasi kebiasaan baru ini, perlu dilakukan sosialisasi secara berkala kepada seluruh petugas dan peserta yang akan mengikuti ujian sertifikasi di PSMN melalui berbagai media [13].

Daftar Pustaka

- [1] IAEA, 1999, *Safety Report Series: Radiation Protection and Safety in Industrial Radiography*, IAEA, Vienna.
- [2] BAPETEN, 2014, *Peraturan BAPETEN Nomor 8 Tahun 2014*, Jakarta: BAPETEN.
- [3] BATAN, batan.go.id, BATAN, 3 August 2017. [Online]. Available: <http://www.batan.go.id/index.php/id/kedeputan/standardisasi-mutu-nuklir/3556-batan-ditetapkan-sebagai-ls-person-oleh-kan>. [Accessed 29 5 2020].
- [4] <https://mediaindonesia.com/humaniora/386071/sosialisasi-gerakan-5m-bisa-bantu-tekan-penyebaran-covid-19>
- [5] M. F. P. M. D.-W. Elisa G Liberati, 2018, Learning from High Risk Industries may not be Straightforward: A Qualitative Study of the Hierarchy of Risk Controls Approach in Healthcare, *International Journal for Quality in Health Care*, vol. 30, no. 1 pp. 39-43.
- [6] NQA, 2018, *ISO 45001:2018 Occupational Health and Safety Implementation Guide*, Dunstable: NQA.
- [7] OSHA, 2020, "Guidance on Preparing Workplaces for COVID-19," *US Dep. Labor*, pp. 1–35.
- [8] C. Spigarelli, 2020, "Understanding the Hierarchy of Controls Through a Pandemic" , *PSJ Prof. Saf.*, vol. 2, pp. 20–21.
- [9] J. Amara, "Applying the Hierarchy of Controls to COVID-19 Safety _ Faith Technologies Blog." 2020, [Online]. Available: https://blog.faithtechnologies.com/blog_entries/applying-the-hierarchy-of-controls-to-covid-19-safety/
- [10] Rizkia Ainun A, dkk, 2020, Analisis Bahaya Covid-19 Sebagai Upaya Pencegahan Penyebaran Di Fasilitas Umum Bandara Dengan Metode Hazard Identification Risk Assessment (HIRA), *Jurnal Ilmiah Teknik dan Manajemen Industri Universitas Kadiri*, Vol 4, No. 1 halaman 15 – 27.
- [11] Melika Lotfi, Michael R.Hamblin, Nima Rezaei, 2020, Clinica Chimica Acta COVID-19: Transmission, prevention, and potential therapeutic opportunities, *Elsevier*, Volume 508, Pages 254-266.
- [12] X. Wang, Z. Pan, and Z. Cheng, 2020, Association between 2019-nCoV transmission and N95 respirator use, *Elsevier Public Health Emergency Collection*.
- [13] M Nilzam Aly, dkk, 2020, Panduan Aman New Normal Menghadapi Pandemi COVID-19, *Jurnal Layanan Masyarakat*, Vol 4, No 2.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Neutronic Analysis of Core Shape and H/D Ratio in Small Molten Salt Fast Reactor 20-50 MWth

Dini Suci Lestari¹, Cici Wulandari¹, Abdul Waris², and Sidik Permana²

¹Departemen Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, ITB, Bandung

²Pusat Penelitian Fisika Nuklir dan Biofisika, Departemen Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, ITB, Bandung

dinisucilestari92@gmail.com

ABSTRAK

The annual report from the United Nations (UN) which states that in 2019, carbon dioxide emissions related to the world's energy supply increased to 33.3 Gt, or about 45% from 2000. New energy are needed for this reason for which greenhouse gasses is not it's product. Nuclear is the obvious choice as long also contribute to the action to fulfill energy demand that highly increase. But nuclear industry has been sleeping for years because of unfertile market. Many investors would not invest due to large amount of fund and long amount of time are required to build full nuclear power plant which implied to high cost electric energy produced by nuclear. Small Modular Reactor (SMR) would be a great escape plan for nuclear. with Gen IV Molten Saltf Reactor type of SMR, which provide to the idea of producing smaller and more compact yet safe design. It's also nourish the idea of having a high energy source in the comfort of small geometry. The sizes are varied based on the reactor output power, namely 50MW, 30MW, and 20MW. The most effective size for 50MW has a core radius of 28.8 cm and a core height of 57.6 cm with H/D=1. For an output power of 30MW, it has a core radius of 25.16 cm and a core height of 41.87 cm, H/D=0.9. For a power of 20 MW, the effective radius is 21.98 cm and the core height is 39.56 cm, H/D=0.9. Then for the 5MW power, the radius is 13.85 cm, and the core height is 24.92 cm, H/D=0.9.

Keywords: Geometry, MSFR, H/D, SMR, neutronic.

Short Presentation

1 Introduction

The annual report from the United Nations (UN) which states that in 2019, carbon dioxide emissions related to the world's energy supply increased to 33.3 Gt, or about 45% from 2000. For this reason, new energy sources are needed that can meet electricity needs and do not produce greenhouse gases. Nuclear is one of the promising answers to this problem. However, other problems arise from the development of conventional nuclear reactors. Many existing power plants are aging, and construction of new nuclear power is plagued by substantial delays as well as enormous cost overruns. Currently, many countries are interested in Small Modular Reactor (SMR).

In general, the SMR design is a scaled down ordinary reactor design. This study took the 3000MWth Molten Salt Fast Reactor (MSFR) developed by Europe as a reference model. Because MSFR has a simpler design than thermal MSFR which has an absorber in the core. In addition, MSFR also has a passive security system (Rouch et al., 2014). MSFR also has an easy and inexpensive radioactive waste management. (Siemer, 2015). When compared to reactors that have solid fuels, MSFR requires a lower physical inventory and homogeneous fuel isotope composition in the reactor (Pioro, 2016).

In this study, it is aimed to find new geometries and sizes for SMR based on the European MSFR design in order to produce more safe, smaller in size yet contain great amount of energy compare to previous reactor with the same output energy. Output power will be varied as 50 MWth, 30 MWth, 20 MWth, and 5 MWth. Design optimization was carried out to see the effect of core size and H/D ratio (core height/core diameter) on neutronic parameters.

SKN 2021

2 Methodology

The research on neutronic analysis on MSFR-mini was conducted using the SRAC program developed by JAEA (Japan Atomic Energy Agency) and the JENDL-4.0 (Japanese Evaluated Nuclear Data Library) library. Reactor specifications are listed in **Table 1**.

Analysis will be carried out on variations in core size and variations in H/D (height/diameter) based on the same power

Table 1: Reactor Specification for MSFR reference

| | |
|--|---|
| Daya Termal (MWt) | 3000 |
| Temperatur rata-rata bahan bakar (°C) | 725 |
| Komposisi Bahan Bakar | 75.5% LiF + 22.5% ThF ₄ + ²³³ UF ₄ |
| Titik Leleh bahan bakar (°C) | 565 |
| Tinggi teras (cm) | 222.5 |
| Jari-jari teras (cm) | 112.75 |
| densitas bahan bakar (gr/cm ³) | 4.1 |
| Power Density (MWth/cm ³) | 3.33282×10 ⁻⁰⁴ |

Table 2: Core Geometry Variation

| Power Output (MWth) | Model | Core | | | Type |
|---------------------|-------|-------------|--------------|-----|---------|
| | | Radius (cm) | Heights (cm) | H/D | |
| 50 | A | 44.13 | 88.26 | 1.0 | Balance |
| | B | 40.43 | 105.13 | 1.3 | Tall |
| | C | 47.54 | 76.06 | 0.8 | Pancake |
| | D | 45.71 | 82.27 | 0.9 | Pancake |
| | E | 42.75 | 94.05 | 1.1 | Tall |
| 30 | A | 37.90 | 75.80 | 1.0 | Balance |
| | B | 34.73 | 90.29 | 1.3 | Tall |
| | C | 40.83 | 65.32 | 0.8 | Pancake |
| | D | 39.25 | 70.66 | 0.9 | Pancake |
| | E | 36.71 | 80.77 | 1.1 | Tall |
| 20 | A | 36.90 | 73.80 | 1.0 | Balance |
| | B | 33.81 | 87.91 | 1.3 | Tall |
| | C | 39.75 | 63.60 | 0.8 | Pancake |
| | D | 38.22 | 68.79 | 0.9 | Pancake |
| | E | 35.75 | 78.64 | 1.1 | Tall |

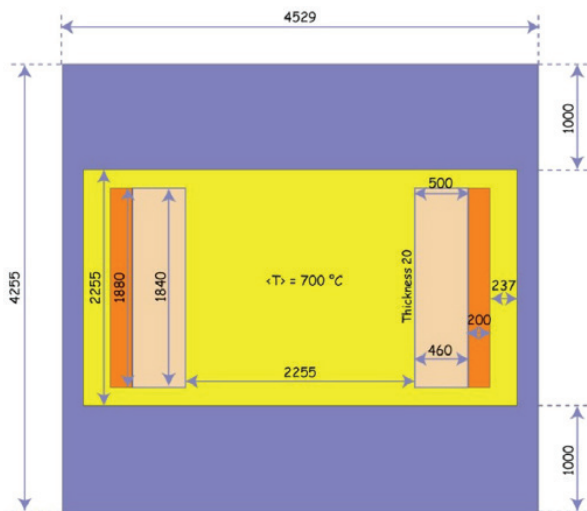


Figure 1. Molten Salt Fast Reactor model used as a reference

density value of 3.33282E-04 MWth/cm³ for each variation of output power. Variations in core sizes are shown in **Table 2**.

Figure 1 shows the schematic of the reactor used in this study. There are four types of materials that will be included in the calculation. Material A indicates the reactor core which is completely filled with fuel. Material B is a fertile blanket consist of 77.5% LiF and 22.5% ThF₄. Material C is a Boron-Carbide neutron absorber, and D is an external structure or reactor wall made of Nickel-Based Alloy.

2.1 Input Program

This study first uses 4 PIJ modules to indicate each material A, B, C, D with a hexagonal cylindrical cell (**Figure 2**) with a radius of 2 cm which is used to calculate the neutronic parameters of the fuel cell to obtain the MACRO value (cross section of the fuel cell) and the fluxes were then used in the CITATION module (Okumura et al, 2007).

Parameter needed for PIJ and CITATION calculation

1. Nuclide Density

$$N = \frac{w\rho N_{av}}{M} \tag{1}$$

In which:

- N = Nuclide Density
- w = percentage of material presents
- ρ = material density
- N_{av} = Avogadro number
- M = Realtive Mass Number

2. Geometrical Buckling

$$B_g^2 = \left(\frac{\pi}{H}\right)^2 + \left(\frac{2.405}{R}\right)^2 \tag{2}$$

With H and R are core heights and core radii in sequence.

3. Power Level

$$Power\ Level = \frac{P_{th}}{V_{core}} \cdot A_{cell} \tag{3}$$

2.2 Perhitungan parameter neutronik dengan SRAC

Neutronic parameter calculation using SRAC begins with compiling inputs for the PIJ and CITATION modules. The input of the PIJ module is a specification of the fuel material,

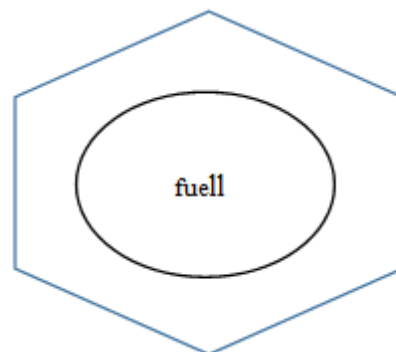


Figure 2. Hexagonal Cylindrical Cell

power level and geometrical buckling. While the input of the CITATION module contains information on the size of the reactor core. The flow chart of the neutronic calculation analysis is shown in Figure 2.

2.3 Data Processing Method

The calculated data is stored in an XPS file, then the data can be transferred to notepad. Then the data is plotted using Microsoft Excel.

3 RESULT AND DISCUSSION

After SRAC calculation, data processing was carried out on the effective multiplication factor value of 5 core size models for each observed output power value for 2000 days. The composition of the fuel used in all reactor models is the same, namely 75.5% LiF + 19.8% ThF₄ + 2.7% ²³³UF₄ which is a condition where the reference MSFR reactor is in a critical condition. This is done to make the fuel material a fixed variable and the only independent variable is the variation of the core volume resulting from the calculation of the power density of the reference reactor. This fuel configuration does not result in a critical reactor condition, and in this study this was not the main issue. The main thing that will be discussed is the most effective core size for each variation of output power.

In Figure 4, the value of the effective multiplication factor of the four variations of the output power is presented. To reduce the reference reactor to 50 MWth with the same power density, the reactor volume will be reduced to 1.502×10⁵ cm³. To achieve the most effective reactor state, or the size that produces the highest multiplication value, it is produced by a reactor with a core of 44.13 cm in radius and 88.73 cm in height with H/D=0.9. To produce a reactor with an output power of 30 MWth, the reactor volume will be reduced to 9.0014×10⁴ cm³ and the most effective size for this reactor is achieved by Model D with a core radius of 37.9 cm and a core height of 75.8 and a value of H/D=0.9.

To produce a power of 20 MWth, the reactor must be reduced to a volume of 6,0009×10⁴ cm³ and the radius of the reactor core to 36.98 cm and the height of the reactor core to 73.86 cm. The most effective measure achieved by Model D with H/D value is 0.9.

Meanwhile, among the four variations of the output power, the 50 MWth power has the best effective multiplication factor value and continues to decrease along with the decrease in the output power value. The value of the output power is related to the volume of the reactor to be designed. It can be seen that the smaller the output power value, the smaller the volume of the reactor core, and the smaller the resulting effective multiplication value.

According to Figure 3, it can be seen that among the five reactor models, Model B and Model E have the smallest effective multiplication value at each output power. Both of these models are included in the tall reactor core type, which is the height of the reactor core is greater than the diameter of the reactor core, in other words, H/D ≥ 1 .

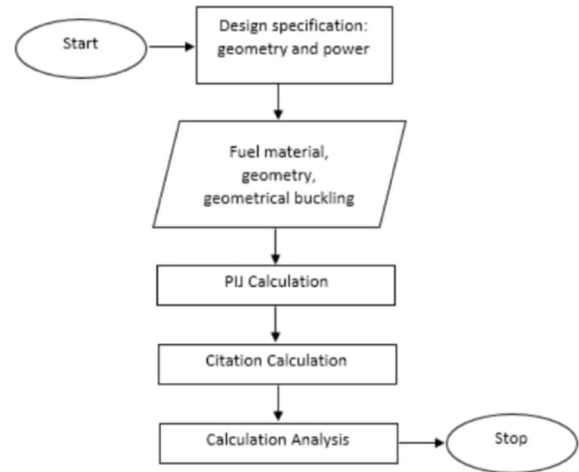


Figure 3. SRAC neutronic Analysis Flowchart

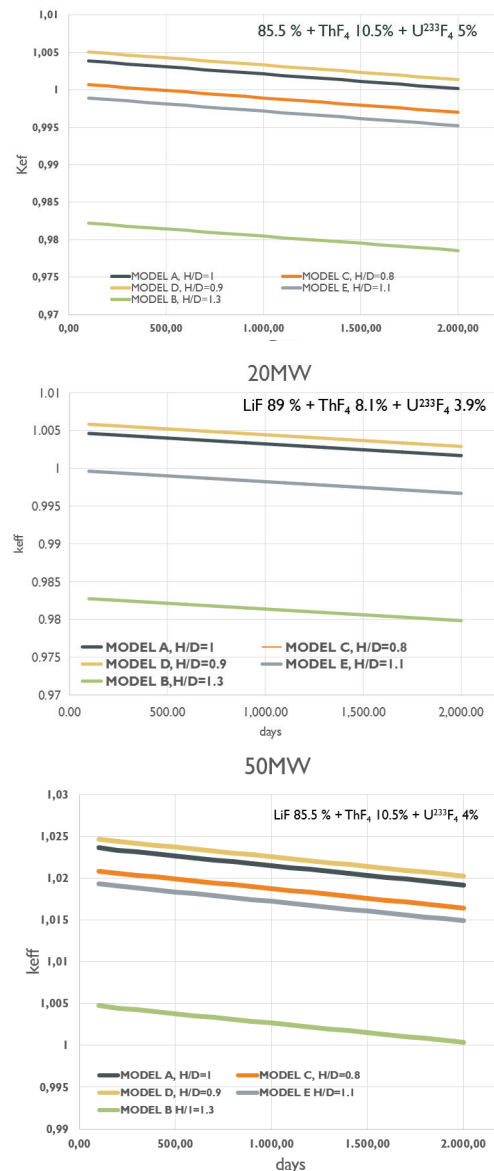


Figure 4. Calculation results of effective multiplication factor values for 50 MW (A), power 30 MW (B), power 20 MW (C) output power.

4 CONCLUSION

All Model D geometry model has multiplication factor more than 1 throughout the life cycle which indicates reactor is in the critical state. The most effective size, or the size that reach the highest value of multiplication factor for 50MWth reactor reached by 44.13 cm in radius and 88.26 cm in heights.

In a reactor with an output power of 30 MWth, the most effective size is achieved by a core radius of 25.15952 cm and a core height of 45.28714 with a value of H/D=0.9.

For a reactor with an output of 20 MWth, the most effective radius of the reactor core is 21.98 cm, the core height is 39.56 cm, and the H/D value is 0.9. At the 5MWth reactor output power, the effective radius is 13.85 cm and the reactor core height is 24.92 cm. The most effective measure achieved by Model D with H/D value is 0.9.

References

- [1] Annual Report. (2019) Tracking SDG7 The Energy Progress Report, International Bank for Reconstruction and Development The World Bank, Washington DC.
- [2] Allibert, M., Aufiero, M., Brovchenko, M., Delpech, S., Ghetta, V., Heuer, D., Laureau, A., Merle- Lucotte, E. (2016) Handbook of Generation IV Nuclear Reactors, Elsevier.
- [3] Bell, G. I., Glasstone, S. (1970) *Nuclear Reactor Theory*, Van Nostrand Reinhold Company, NewYork.
- [4] Degtyarev, A., Myasnikov, A., Ponomarev, L. (2015) Molten Salt Fast Reactor with U-Pu Cycle, *Progress in Nuclear Energy*, Vol.82, Elsevier.
- [5] Duderstadt, J.J. dan Hamilton, L.J., (1976) *Nuclear Reactor Analysis*, John Wiley & Sons, Inc., Kanada.
- [6] Ho, M., Obbard, E., Burr, P. A., Yeoh, G., (2019), A Review on The Development of Nuclear Power Reactor, *Energy Procedia*, Vol.160, Elsevier.
- [7] Hu, T., Cao, L., Wu, H., Du, X., He, M. (2017) Coupled neutronics and thermal-hydraulics simulation of molten salt reactors based on OpenMC/TANSY, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 109, Elsevier.
- [8] Locatelli, G., Mancini, M., Todeschini, N. (2013) *Generation IV Nuclear Reactors : Current status and future prospects*, Elsevier.
- [9] Merle-Lucotte, E., Heuer, D., Allibert, M., Brovchenko, M., Ghetta, V., Rubiolo, P., Laureau, A. (2013) Recommendations for a Demonstrator of Molten Salt Fast Reactor, *Proceedings of International Conference on Fast Reactor and Related Fuel Cycle: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13)*, Paris.
- [10] Okumura, K., Kugo, T., Kaneko, K., Tsuchihashi, K. (2007) SRAC2006: A Comprehensive Neutronic Calculation Code System, Japan Atomic Energy Agency, Japan.
- [11] Perkasa, D. (2018) Analisis Neutronik Molten Salt Fast Reactor, *Skripsi*, Institut Teknologi Bandung, Bandung.
- [12] Permana, S., (2020) Basic design parameter optimization on water cooled thorium breeder reactor, *Annals of Nuclear Energy*, Vol.139, Elsevier.
- [13] Pioro, I. L. (2016) Introduction: Generation IV International Forum from Handbook of Generation IV Nuclear Reactors, *Woodhead Publishing Series in Energy*.
- [14] Rouch, H., Geoffroy, O., Rubiolo, P., Laureau, A., Brovchenko, M., Heuer, D., Merle-lucotte, E. (2014) Preliminary thermal – hydraulic core design of the Molten Salt Fast Reactor (MSFR), *Annals of Nuclear Energy*, Vol.64, Elsevier.
- [15] Siemer, D. D., 2015, Why the molten salt fast reactor (MSFR) is the “best” Gen IV reactor, *Energy Science and Engineering*, Vol.4, the Society of Chemical Industry and John Wiley & Sons Ltd.
- [16] Wallenius, J., 2020, Anomalous reactivity swing in the ^{238}U - ^{233}U system, *Annals of Nuclear Energy*, Vol.139, Elsevier.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Kajian Perbandingan SNI IEC 62244:2016 terhadap IEC 62244:2019 tentang Portal Monitor Radiasi untuk Deteksi Bahan Nuklir dan Radioaktif

Ika Wahyu Setya Andani, Ratih Luhuring Tyas, Moch. Ari Rahmadani, dan Desi Listianti

Pusat Standardisasi dan Mutu Nuklir (PSMN) Badan Tenaga Nuklir Nasional, Puspiptek Serpong 15314, Indonesia

ikaismori@gmail.com

ABSTRAK

Indonesia memiliki lokasi strategis dalam perdagangan internasional sehingga sistem keamanan terhadap keluar masuknya barang sangat diperlukan, khususnya terkait keamanan bahan nuklir. Perpindahan bahan nuklir dan radioaktif yang tidak sah menjadi masalah yang sangat penting. Sumber radioaktif di luar kendali regulator dapat menyebabkan paparan radiasi serius dan kontaminasi yang luas. Kebutuhan akan sistem keamanan bahan nuklir di Indonesia telah diinisiasi dengan adanya program Pengembangan Sistem Pemantauan Radiasi untuk Keselamatan dan Keamanan (SPRKK). Salah satu output dari SPRKK adalah desain prototipe, standardisasi dan sertifikasi terhadap Portal Monitor Radiasi (PMR), mengacu ke SNI IEC 62244:2016. PMR merupakan suatu perangkat deteksi radiasi yang dirancang untuk memeriksa sumber radiasi yang dibawa oleh orang ataupun kendaraan yang biasanya dipasang pada berbagai titik perbatasan wilayah, seperti di pelabuhan, bandara, atau lokasi lain yang membutuhkan, seperti pintu keluar fasilitas nuklir, industri dan kesehatan. SNI IEC 62244:2016 diterapkan pada rancangan monitor yang terpasang untuk mendeteksi bahan nuklir khusus dan bahan radioaktif lainnya yang memancarkan radiasi neutron dan/atau radiasi gamma. Seiring dengan perkembangan teknologi, telah terbit standar internasional IEC 62244:2019, yang mengubah dan menambahkan beberapa persyaratan dari SNI IEC 62244:2016. Oleh karena itu perlu dilakukan sebuah kajian perbandingan terhadap kedua standar tersebut. Kajian perbandingan dilakukan menggunakan metode kualitatif non-interaktif dengan pendekatan analisis konsep. Hasil kajian perbandingan ini adalah berupa poin-poin penting perubahan yang akan menjadi masukan untuk merevisi SNI IEC 62244:2016. Terdapat beberapa perubahan yang signifikan dari IEC 62244:2019 di antaranya adanya penambahan uji fungsionalitas terhadap semua uji lingkungan, elektromagnetik, dan mekanik serta persyaratan untuk koefisien variasi setiap pembacaan nilai rata-rata nominal. Dari perubahan-perubahan yang ada dapat dijadikan masukan untuk menghasilkan suatu standar yang mampu tetap mengikuti perkembangan terkini yang menjadi acuan dalam desain, pengujian dan sertifikasi PMR produksi Indonesia.

Kata kunci: keamanan bahan nuklir, portal monitor radiasi, standar, kajian perbandingan, sertifikasi

ABSTRACT

Indonesia has a strategic location in international trade so that a security system against the entry and exit of goods is very necessary, especially related to the security of nuclear materials. The unauthorized movement of nuclear and radioactive materials is a very important issue. Radioactive sources beyond the control of regulators can cause serious radiation exposure and extensive contamination. The need for a nuclear material security system in Indonesia has been initiated by the Radiation Monitoring System Development program for Safety and Security (SPRKK). One of the outputs of the SPRKK is the prototype design, standardization and certification of the Radiation Portal Monitor (RPM), referring to SNI IEC 62244:2016. RPM is a radiation detection device designed to check radiation sources carried by people or vehicles which are usually installed at various border points, such as at ports, airports, or other locations that require it, such as exits for nuclear, industrial and health facilities. SNI IEC 62244:2016 is applied to monitor designs installed to

SKN 2021

detect special nuclear materials and other radioactive materials that emit neutron radiation and/or gamma radiation. Along with technological developments, the international standard IEC 62244:2019 has been published, which changes and adds several requirements from SNI IEC 62244:2016. Therefore, it is necessary to conduct a comparative study of the two standards. The comparative study was conducted using a non-interactive qualitative method with a concept analysis approach. The results of this comparative study are in the form of important points of change that will be input for revising SNI IEC 62244:2016. There are several significant changes from IEC 62244:2019 including the addition of functionality tests to all environmental, electromagnetic, and mechanical tests as well as requirements for the coefficient of variation for each reading of the nominal average value. From the existing changes, input can be provided to produce a standard that can be applied, following the latest developments that become a reference in the design, testing and certification of Indonesian RPM production.

Keywords: nuclear material safety, radiation portal monitor, standard, comparative study, certification

1 Pendahuluan

Secara geografis posisi Indonesia sangat strategis dalam perdagangan internasional, hal ini merupakan peluang untuk meningkatkan perekonomian di Indonesia. Namun perlu dipastikan keamanan terhadap keluar masuknya barang, khususnya terkait keamanan bahan nuklir [1]. Kebutuhan akan sistem keamanan bahan nuklir di Indonesia telah diinisiasi dengan adanya program Pengembangan Sistem Pemantauan Radiasi untuk Keselamatan dan Keamanan (SPRKK). SPRKK merupakan Program Riset Nasional (PRN) yang mempunyai target capaian produk inovasi nasional berupa sistem pemantauan radiasi dan lingkungan untuk keselamatan dan keamanan nasional. Salah satu output dari SPRKK adalah desain prototipe, standardisasi, dan sertifikasi terhadap Portal Monitor Radiasi (PMR). PMR merupakan suatu perangkat deteksi radiasi yang dirancang untuk memeriksa sumber radiasi yang dibawa oleh orang ataupun kendaraan yang melewati daerah deteksi. PMR dipasang secara tetap pada titik-titik pemeriksaan di pelabuhan, bandara, pintu keluar fasilitas nuklir, industri, dan kesehatan.

Hasil desain prototipe PMR diharapkan memiliki peningkatan sensitivitas deteksi PMR serta pengurangan ambang deteksi untuk bahan nuklir khusus sehingga dapat diandalkan dalam sistem proteksi fisik [2,3]. Selain itu, standardisasi PMR sangat penting untuk keseragaman dalam penggunaan dan pencatatan alarm agar petugas dapat menggunakan peralatan yang berbeda di lokasi yang berbeda [4].

Dalam mendesain, menguji, dan mensertifikasi PMR harus mengacu ke standar [5,6]. Standar Nasional Indonesia (SNI) merupakan acuan bagi industri maupun lembaga/institusi dalam memproduksi secara massal dan menyiapkan fasilitas pengujian. SNI IEC 62244:2016 diterapkan untuk rancangan monitor yang terpasang untuk mendeteksi bahan nuklir

khusus dan bahan radioaktif lainnya yang memancarkan radiasi neutron dan/atau radiasi gamma. Monitor tersebut digunakan untuk memantau kendaraan, kontainer kargo, orang, atau bungkusan dan biasanya ditempatkan di perbatasan wilayah, namun juga dapat digunakan di lokasi lain yang membutuhkan. Seiring dengan perkembangan teknologi, telah terbit standar internasional IEC 62244 di tahun 2019, yang mengubah dan menambahkan beberapa persyaratan dari IEC 62244 yang diterbitkan di tahun 2006. Perlu dilakukan kajian perbandingan antara SNI IEC 62244:2016 dan IEC 62244:2019, hasil kajian akan menjadi masukan untuk merevisi SNI IEC 62244:2016 sehingga dapat dihasilkan suatu standar yang mampu terap, mengikuti perkembangan terkini yang menjadi acuan dalam desain, pengujian, dan sertifikasi PMR produksi Indonesia.

2 Metodologi

Kajian perbandingan terhadap SNI IEC 62244:2016 dan IEC 62244:2019 dilakukan menggunakan metode kualitatif non-interaktif dengan pendekatan analisis konsep. Metode kualitatif adalah suatu prosedur penelitian yang menghasilkan data deskriptif yang bersumber dari kata-kata tertulis atau lisan atau perilaku yang dapat diamati [7]. Dalam melakukan penelitian kualitatif non interaktif, dilakukan identifikasi, studi, dan sintesa data yang tersedia untuk memberikan pemahaman tentang konsep yang di teliti. Pendekatan metode kualitatif non-interaktif yang dipilih adalah pendekatan analisis konsep, yang mengklarifikasi arti atau makna dari suatu konsep dengan cara menggambarkan atau memaparkan makna esensial dan makna generik dari suatu konsep, atau perbedaan dari konsep tersebut [8]. Perbandingan antara persyaratan yang ada di SNI IEC 62244:2016 dan IEC 62244:2019 dilakukan secara *inline* (setara) yang disajikan dalam **Tabel 1**.

3 Hasil dan Pembahasan

Berdasarkan hasil kajian yang telah dilakukan, dari tabel di atas dapat dilihat bahwa terdapat perubahan teknis yang signifikan pada standar terbaru. Salah satu perubahan yang ada yaitu terdapat penambahan klausul 4.5 dan 4.6 yang berisi tentang komunikasi antarmuka dan data, hal ini disebabkan PMR harus memiliki kemampuan untuk mentransfer data ke perangkat eksternal, seperti komputer, sehingga harus dijelaskan sepenuhnya dalam standar. Selain itu, terdapat pula penambahan uji fungsionalitas yang berlaku untuk klausul 7, 8 dan 9 yaitu untuk semua uji lingkungan, elektromagnetik, dan mekanik serta persyaratan untuk koefisien variasi setiap pembacaan nilai rata-rata nominal. Hal ini bertujuan untuk menilai ketepatan dan ketelitian PMR dalam pengujian sehingga diperoleh hasil pengujian yang dapat dipercaya dan hasilnya dapat dipertanggungjawabkan sehingga memberikan jaminan terhadap mutu dan keakuratan data hasil uji sekaligus menjamin kompetensi laboratorium penguji. Metode uji memverifikasi fungsionalitas PMR dan respons terhadap radiasi selama uji spesifik. Metode uji dan pengumpulan data

Tabel 1: Tabel 1 Perbandingan SNI IEC 62244:2016 terhadap IEC 62244:2019

| SNI IEC 62244:2016 | IEC 62244:2019 | Hasil Kajian |
|--------------------------------------|--|--|
| 3.8.2 Uji tipe | 3.1.7 Uji tipe | pengujian disederhanakan dalam 1 subklausul 3.1.7. |
| 4 Karakteristik umum | 4 Karakteristik dan persyaratan umum | terdapat penambahan subklausul, yaitu 4.5 Komunikasi antarmuka dan 4.6 Data. |
| | 4.5 Komunikasi antarmuka | Komunikasi antarmuka ditambahkan dalam standar terbaru karenan PMR harus memiliki kemampuan untuk mentransfer data ke perangkat eksternal, seperti komputer, sehingga harus dijelaskan sepenuhnya dalam standar. |
| | 4.6 Data | |
| 5 Prosedur uji umum | 5 Prosedur uji umum | Pada prosedur uji umum terdapat penambahan persyaratan, yaitu adanya pengukuran pra uji, pengukuran menengah, dan pengukuran pasca uji. |
| | 5.3 Uji fungsionalitas | |
| | 5.3.1 umum | |
| | 5.3.2 pengukuran pra-uji | |
| | 5.3.3 pengukuran menengah | |
| | 5.3.4 pengukuran pasca uji | Terdapat penambahan uji fungsionalitas yang berlaku untuk klausul 7,8 dan 9. |
| 7 Karakteristik kelistrikan | 9 Persyaratan elektrik dan elektromagnetik | |
| 7.1 Operasi dengan sumber daya utama | 9.1 Pelepasan elektrostatik (ESD, Electrostatic Discharge) | |
| 7.2 Sensor keberadaan | 9.2 Frekuensi radio/RF | |
| | 9.3 Emisi radiasi frekuensi radio | |
| | 9.4 Gangguan terkonduksi | |
| | 9.5 Gelombang kejut dan gelombang osilasi | |
| | 9.6 Fluktuasi tegangan dan frekuensi saluran | Klausul 7 Karakteristik kelistrikan dan Klausul 8 Kompatibilitas elektromagnetik digabung menjadi satu klausul pada IEC 62244:2019, yaitu menjadi klausul 9 persyaratan elektrik dan elektromagnetik. |
| 10 Karakteristik lingkungan | 7 Persyaratan iklim | |
| 10.1 suhu ambien | 7.1 umum | |
| 10.2 kelembaban relative | 7.2 temperatur ambien | |
| 10.3 perlindungan (segel) kedap air | 7.3 kelembaban relatif | |
| | 7.4 proteksi debu dan kelembaban | |
| | 7.5 uji tipe paparan iklim | klausul 7 persyaratan iklim terdapat penambahan pengujian, yaitu uji proteksi debu dan kelembaban dan uji tipe paparan iklim |

terkait tidak dimaksudkan untuk memperkirakan probabilitas atau sensitivitas alarm dari PMR.

Secara garis besar perubahan yang ada dalam IEC 62244:2019 adalah sebagai berikut:

- Standar dibuat konsisten untuk tujuan mendeteksi perdagangan ilegal bahan radioaktif.
- Penambahan uji fungsionalitas terhadap semua uji lingkungan, elektromagnetik, dan mekanik serta persyaratan untuk koefisien variasi setiap pembacaan nilai rata-rata nominal.
- Kondisi pengujian lingkungan, elektromagnetik dan mekanik mengacu ke standar IEC 62706.
- Menambahkan informasi mengenai paparan iklim.
- Menambahkan sumber kecepatan gerakan dan jarak evaluasi hasil uji untuk tiap jenis monitor dalam bentuk tabel.

Selain perubahan teknis di atas, hal lain yang perlu ditinjau adalah posisi geografis Indonesia yang sangat strategis, yaitu di antara dua benua dan dua samudera. Hal ini menjadikan Indonesia sebagai jalur perdagangan internasional sehingga tidak menutup kemungkinan potensi penyelundupan bahan nuklir dan/atau zat radioaktif maupun barang yang mengandung radioaktif. Oleh karena itu, standar terbaru IEC 62244:2019 sangat diperlukan untuk dijadikan acuan bagi perangkat PMR yang telah terpasang khususnya di lintas perbatasan nasional dan internasional. Hasil revisi

standar terbaru ini akan memperkuat persyaratan yang telah diacu oleh PMR yang telah terpasang di Indonesia sehingga dapat lebih meningkatkan keamanan nuklir nasional dan mengurangi potensi penyelundupan bahan nuklir dan barang yang mengandung radioaktif.

4 Kesimpulan

Berdasarkan pengkajian SNI IEC 62244:2016 (IEC 62244:2006) dengan standar terbaru IEC 62244:2019 yang telah dilakukan dengan metode kualitatif non-interaktif dengan pendekatan analisis konsep dapat disimpulkan bahwa terdapat perubahan signifikan antara kedua standar tersebut. Perubahan dan penambahan klausul pada standar baru memiliki pengaruh penting dalam pengujian. Dapat ditemukan beberapa perubahan teknis signifikan, yaitu mengenai konsistensi terhadap tujuan alat, penambahan uji fungsionalitas, kondisi pengujian, informasi mengenai paparan iklim, serta sumber kecepatan gerak dan jarak hasil uji. Selain itu, perubahan standar terbaru sangat mendukung terhadap sistem keamanan Indonesia sebagai jalur perdagangan internasional. Hasil perbandingan akan dijadikan dasar untuk melakukan usulan revisi terhadap SNI IEC 62244:2016 sebagai acuan dalam desain, pengujian, dan sertifikasi PMR produksi Indonesia.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] M. . W. Nugraheni, "Pentingnya Pengaturan Mengenai Keamanan Nuklir dalam Suatu Undang Undang," in Seminar Keselamatan Nuklir BAPETEN, 2016.
- [2] A. V. DUDKIN, "Radiation Portal Monitors: Problems and Development Prospects," *Advanced Materials Research*, vol. 1084, no. Trans Tech Publications, Switzerland, pp. 702-707, 2015.
- [3] T. Schroettner, P. Kindl and G. Presle, "Enhancing sensitivity of portal monitoring at varying transit speed," *Elsevier*, vol. 67, p. 1878–1886, 2009.
- [4] M. Tinker, "STANDARDISATION OF RADIATION PORTAL MONITOR CONTROLS AND READOUTS," *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 141, no. doi:10.1093/rpd/ncq183, p. 305–308, 2010.
- [5] A. Nurhadi, *Understanding & Developing of ISO/IEC 17025:2017 - General Requirements for Testing & Calibration Laboratory Competency*, Serpong: AN Training & Consulting, 2019.
- [6] J. Triyanto, "Perekayasaan Portal Monitor Radiasi Non Spektroskopi," in Seminar Keselamatan Nuklir BAPETEN, 2016.
- [7] L. J. Moloeng, *Metode Penelitian Kualitatif*, Bandung: PT Remaja Rosdakarya, 1994.
- [8] J. H. McMillan and S. Achumacher, "Research in Education," in *A Conceptual Introduction*, New York, Longman, 2001.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Studi Perbandingan DS 520 IAEA dengan Peraturan Badan No. 6 Tahun 2019

Nur Siwhan¹ dan Anri Amaldi Ridwan²

¹Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN, Jakarta

²Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN, Jakarta

n.siwhan@bapeten.go.id

ABSTRAK

Telah dilakukan suatu studi yang membandingkan antara metode dalam mengidentifikasi dan menganalisis aspek ulah manusia di DS 520 dengan Perban No. 6 Tahun 2019 tentang Evaluasi Tapak Instalasi Nuklir untuk Aspek Kejadian Eksternal Akibat Ulah Manusia, selanjutnya akan disebut Perban). Studi ini perlu dilakukan terutama untuk memberikan masukan terhadap dokumen DS 520 IAEA berdasarkan tahapan yang dilakukan dalam Perban. Studi ini diharapkan dapat menjadi masukan utamanya terhadap DS 520 IAEA, dan juga masukan terhadap Perban, sehingga jika dirasa diperlukan maka Perban dapat dilakukan revisi ataupun penyesuaian. Kajian ini dilakukan dengan metode deskriptif, analitik dan kualitatif. Hasil studi menunjukkan bahwa tahapan analisis antara Perban dengan DS 520 secara umum relatif sama tetapi terdapat beberapa perbedaan, terutama dalam tahap 2 di Perban dan DS 520, tahap 4 di Perban dan tahap 4 dan tahap 5 di DS 520, tahap 8 di Perban dan DS 520. Dapat disimpulkan bahwa untuk tahapan metodologi yang digunakan, maka antara DS 520 dan Perban dapat saling melengkapi, dan secara garis besar dapat dikatakan bahwa Perban masih dapat digunakan secara efektif dalam evaluasi tapak instalasi nuklir.

Kata Kunci: Tahapan, Metodologi, DS 520, Perban No. 6 Tahun 2019.

Short Presentation

1 Pendahuluan

IAEA telah menerbitkan dokumen NS-G-3.1 “External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants” pada tahun 2002. Dokumen ini berlaku untuk analisis bahaya eksternal akibat ulah manusia yang dikhususkan untuk PLTN [1]. Dokumen ini diterbitkan untuk memberikan rekomendasi dan pedoman dalam memenuhi persyaratan publikasi persyaratan keselamatan 50-C-S, “Code on the Safety of Nuclear Power Plants Siting” pada tahun 1988. Dokumen ini fokus pada semua aspek keselamatan tapak secara umum untuk PLTN [2]. Pada tahun 2003, dokumen 50-C-S telah diganti dengan dokumen NS-R-3, “Site Evaluation for Nuclear Installations”. Sesuai dengan Judulnya, dokumen ini berlaku umum untuk semua instalasi nuklir [3]. Selanjutnya dokumen ini direvisi dengan amandemen dan diterbitkan pada 2016 sebagai NS-R-3 (Rev.1). dokumen ini diterbitkan salah satunya berdasarkan kejadian kecelakaan Reaktor Nuklir Fukushima Daichi [4]. Kemudian dokumen yang terakhir ini diganti pada tahun 2019 dengan SSR-1, “Site Evaluation for Nuclear Installations”. Dokumen ini diberlakukan untuk semua instalasi nuklir baik yang instalasi baru maupun instalasi yang sudah ada [5]. Dalam rangka untuk memenuhi persyaratan dalam SSR-1 maka IAEA pada akhir tahun 2019 menyiapkan *Document Preparation Profile (DPP)* untuk merevisi NS-G-3.1 dengan kode DS 520 “*Human Induced External Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations*”. Di satu sisi, BAPETEN sudah menerbitkan Perka BAPETEN No. 6 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya untuk Aspek Kejadian Eksternal Akibat Ulah Manusia. Perka ini disusun berdasarkan referensi utama NS-G-3.1 tahun 2002. Perkembangan selanjutnya pada tahun 2019 BAPETEN menerbitkan Perban BAPETEN No. 6 Tahun 2019 (selanjutnya akan disebut Perban) tentang Evaluasi Tapak Instalasi Nuklir untuk Aspek Kejadian Eksternal Akibat Ulah Manusia. Perban ini disusun berdasarkan pengalaman BAPETEN dalam Melakukan evaluasi tapak aspek ulah manusia untuk tapak Reaktor Daya Non Komersial (RDNK)

Serpong yang diajukan oleh BATAN. Sehubungan dengan beberapa hal diatas, maka tujuan dari penulisan paper ini adalah untuk melakukan kajian awal dengan membandingkan tahapan metodologi analisis aspek ulah manusia yang digunakan dalam DS 520 dan juga dalam Perban, sehingga dapat menjadi masukan baik bagi DS 520 ataupun perbaikan bagi Perban.

2 Metode Penelitian

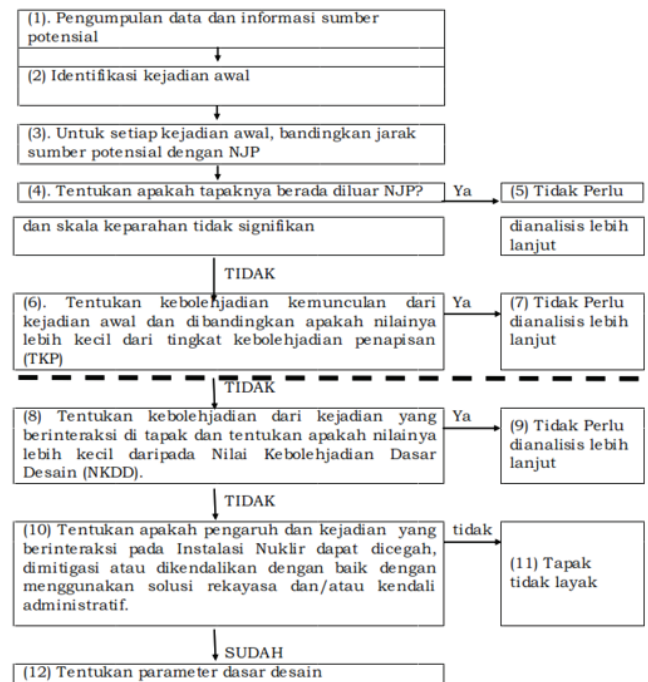
Penelitian dalam bentuk telaah ini dilakukan dengan metode yang bersifat deskriptif, analitik dan kualitatif melalui studi pustaka, analisis, diskusi dan pembahasan, serta penyusunan makalah. Studi pustaka dilakukan dengan menganalisis beberapa dokumen *International Atomic Energy Agency* (IAEA) serta membandingkannya dengan dokumen Perban.

3 Pembahasan

Pada tahun 2017 P2STPIBN BAPETEN melakukan kajian untuk melakukan revisi Perka BAPETEN No. 6 Tahun 2008. Fokus kajian ini adalah melakukan evaluasi kemampooterapan Perka ini berdasarkan pengalaman BAPETEN dalam melakukan evaluasi tapak RDNK Serpong yang diajukan oleh BATAN. Salah satu kesimpulan dan rekomendasi kajian ini adalah bahwa Perka BAPETEN No. 6 Tahun 2008 perlu untuk direvisi dengan memperluas skala cakupannya dari reaktor daya menjadi instalasi nuklir [6]. Perban revisi terbit pada tahun 2019. Perban ini mengatur Pemohon Evaluasi Tapak dalam melakukan Evaluasi Tapak Instalasi Nuklir untuk aspek kejadian eksternal akibat ulah manusia [7]. Dalam Perban ini, tahapan evaluasi tapak instalasi nuklir ini meliputi pengumpulan dan informasi sumber potensial, evaluasi bahaya sumber potensial dan penentuan parameter dasar desain. Tahapan evaluasi ini ditampilkan dalam **Gambar 1**.

Tahapan evaluasi dalam Perban No. 6 Tahun 2019 diatas dibagi menjadi 2 tahapan, yang pertama adalah tahap penapisan yang terdiri dari tahap 1-7. Kemudian tahap 2 adalah tahap evaluasi rinci yang terdiri dari tahap 8-12. Uraian masing-masing tahapan ini dijelaskan sebagai berikut [7].

Dalam tahap 1 yaitu pengumpulan data dan informasi sumber potensial dilakukan untuk semua sumber potensial yang berupa sumber bergerak dan juga sumber tidak bergerak. Tahap 2 yaitu identifikasi kejadian awal, dalam tahap ini dilakukan identifikasi kejadian awal untuk masing-masing sumber potensial diantaranya meliputi ledakan, kebakaran, lepasan bahan mudah terbakar, bahan korosif, jatuhnya pesawat terbang, dll. Tahap 3 yaitu membandingkan jarak antara sumber potensial dengan Nilai Jarak Penapisan (NJP). NJP adalah jarak dari instalasi untuk penapisan sumber bahaya suatu kejadian eksternal yang dapat diabaikan. NJP dalam Perban ini sudah ditentukan untuk masing-masing sumber bahaya dan bersifat tetap, merupakan nilai terjauh yang dapat dicapai dari sumber potensial. Salah satu contoh nilai NJP dalam Perban adalah sumber tidak bergerak (instalasi dan



Gambar 1. Diagram alir/metodologi dalam evaluasi bahaya sumber potensial di Perban

industri kimia) sejauh 5 km. Tahap selanjutnya yaitu tahap 4 menentukan apakah tapak diluar NJP dan menentukan skala keparahan yang ditimbulkan dari sumber potensial. Skala keparahan adalah tingkat kerusakan akibat kejadian eksternal yang diperkirakan berpengaruh terhadap tapak. Contoh skala keparahan dalam Perban adalah untuk tumbukan pesawat terbang yang terbagi menjadi 4 berdasarkan energi tumbukan yaitu rendah, sedang, tinggi dan sangat tinggi. Contoh skala keparahan rendah untuk tumbukan pesawat adalah <35 MJ, dengan kecepatan pesawat <61 m/detik, dengan bobot <19 ton yang jika mengenai instalasi nuklir maka menyebabkan kerusakan minor pada struktur. Dari tahapan 4 ini, jika tapak terletak di luar NJP dan skala keparahan dibawah nilai minimal maka analisis lebih lanjut tidak diperlukan (tahap 5).

Tahap 6 yaitu menentukan kebolehjadian kemunculan dari kejadian awal dan membandingkannya dengan Tingkat Kebolehjadian Penapisan (TKP), jika nilainya lebih kecil dibandingkan TKP maka tidak perlu dilakukan analisis lebih lanjut (tahap 7). TKP adalah nilai batas kebolehjadian kemunculan kejadian tahunan yang memberikan potensi konsekuensi radiologis. Nilai TKP dalam Perban ini ditetapkan sebesar 10^{-7} per tahun. Tahap 8 menentukan kebolehjadian dari kejadian yang berinteraksi di tapak dan menentukan nilainya, jika nilainya lebih kecil dari Nilai Kebolehjadian Dasar Desain (NKDD) maka tidak perlu dilakukan analisis lebih lanjut (tahap 9). NKDD merupakan batas tahunan kebolehjadian maksimum dengan kejadian yang akan menyebabkan konsekuensi radiologis yang tidak dapat diterima, yang merupakan pembagian antara TKP dan Nilai Kebolehjadian Kondisional (NKK). NKK adalah batas atas kebolehjadian maksimum yang menandakan bahwa kejadian ini akan menyebabkan konsekuensi radiologis yang

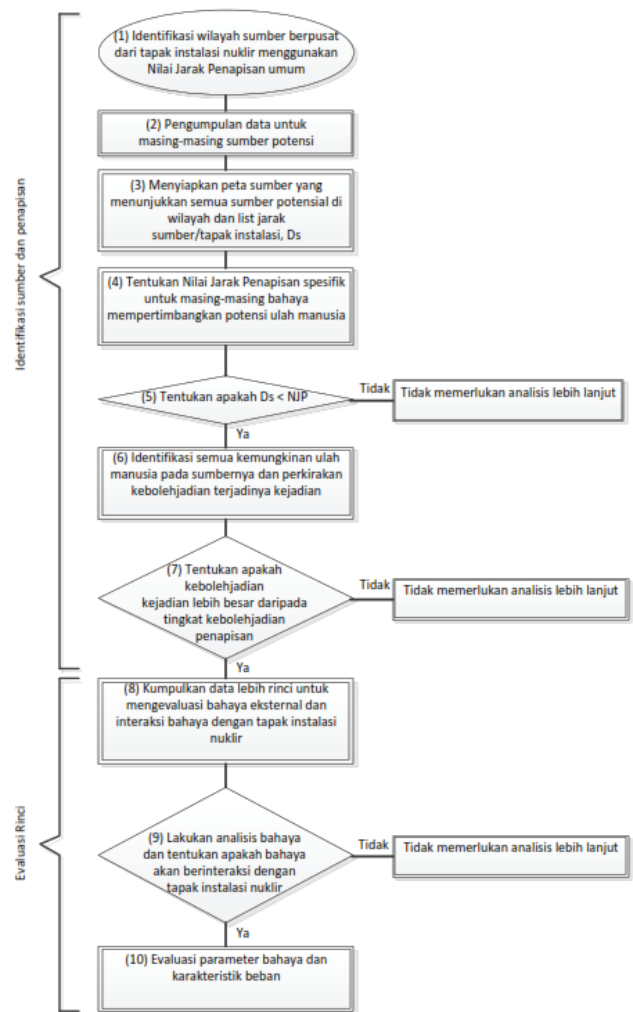
tidak dapat diterima. NKK secara umum diambil sebesar 0,10. Tahap 10 yaitu menentukan pengaruh dan kejadian yang berinteraksi pada instalasi nuklir. Jika interaksi tersebut tidak dapat dicegah, dimitigasi atau dikendalikan dengan baik dengan menggunakan solusi rekayasa dan/atau kendali administratif, maka tapak dianggap tidak layak (tahap 11), jika yang terjadi adalah sebaliknya, maka tapak dianggap layak dan langkah tahap selanjutnya (12) adalah menentukan parameter dasar desain.

Sedangkan dalam DS 520 IAEA metodologi penapisan dan evaluasi bahaya eksternal akibat ulah manusia dijelaskan pada **Gambar 2**.

Dalam **Gambar 2**, metodologi dalam evaluasi bahaya sumber potensial ini dibagi menjadi 2 tahapan, yang pertama adalah tahap penapisan yang terdiri dari tahap 1-7. Kemudian tahap 2 adalah tahap evaluasi rinci yang terdiri dari tahap 8-10. Uraian masing-masing tahapan ini dijelaskan sebagai berikut [8].

Tahap 1 yaitu Pemohon izin harus melakukan identifikasi wilayah sumber berpusat dari tapak instalasi nuklir menggunakan NJP umum. NJP umum merupakan nilai yang umum dilakukan di beberapa negara untuk PLTN besar dengan desain standar. Dikarenakan PLTN merupakan desain yang lebih kompleks, maka nilai NJP umum ini perlu untuk disesuaikan pada instalasi nuklir lainnya. Tahap 2 yaitu melakukan pengumpulan data untuk masing-masing sumber potensial, data yang dikumpulkan untuk sumber potensial yang bergerak dan juga tetap, data yang dikumpulkan misalnya adalah tipe sumber, jarak, kejadian potensial dll. Tahap selanjutnya, yaitu tahap 3 dilakukan pembuatan peta sumber yang menunjukkan semua sumber potensial di wilayah (baik sekarang maupun di masa depan) dan juga dilakukan daftar karakteristik sumber/tapak instalasi yaitu Ds. Tahap 4 yaitu menentukan NJP spesifik untuk masing-masing sumber. NJP spesifik ini ditentukan berdasarkan analisis sederhana menggunakan data sumber potensial, dengan mempertimbangkan kondisi tapak lokal/spesifik. Penentuan NJP spesifik ini harus mempertimbangkan keparahan dan luasnya kejadian termasuk ketidakpastian. Tahap 5 yaitu menentukan perbandingan jarak antara Ds dengan NJP. Jika jarak Ds lebih besar dibandingkan dengan NJP spesifik, maka tidak diperlukan analisis lebih lanjut dan tapak dianggap aman dari sumber potensial. Jika nilai Ds lebih kecil dari NJP spesifik, maka dilakukan tahap selanjutnya yaitu tahap 6, yaitu melakukan identifikasi semua kemungkinan ulah manusia pada sumbernya dan memperkirakan kebolehjadian terjadinya kejadian. Tahap 7 yaitu menentukan kebolehjadian kejadian. Jika kebolehjadian tersebut lebih kecil dari tingkat kebolehjadian penapisan maka tidak diperlukan analisis lebih lanjut. Jika kebolehjadian tersebut lebih besar dari tingkat kebolehjadian penapisan maka dilanjutkan ke tahap selanjutnya yaitu tahap 8.

Tahap 8 yaitu mengumpulkan data yang lebih rinci untuk mengevaluasi bahaya eksternal dan interaksi bahaya dengan tapak instalasi nuklir. Tahap selanjutnya adalah tahap 9 yaitu melakukan analisis bahaya dan menentukan bahaya yang berinteraksi dengan tapak instalasi nuklir. Jika dari hasil analisis tidak ditemukan bahaya yang berinteraksi



Gambar 2. Diagram alir/metodologi dalam evaluasi bahaya sumber potensial di DS 520

dengan tapak instalasi nuklir maka tidak diperlukan analisis lebih lanjut. Jika ditemukan bahaya yang berinteraksi dengan tapak instalasi nuklir maka dilakukan tahap 10 yaitu evaluasi parameter bahaya dan karakteristik beban untuk masing-masing bahaya.

Berdasarkan uraian masing-masing diagram alir/metodologi dalam evaluasi bahaya sumber potensial baik dalam Perban No. 6 Tahun 2019 dan juga DS 520 IAEA dapat dianalisis sebagai berikut:

Tahap 1 di Perban dan DS 520 sama-sama menekankan pengumpulan data dan informasi, serta identifikasi wilayah sumber. Data dan informasi yang dikumpulkan tersebut berupa data sumber potensial baik yang bergerak dan yang tidak bergerak. Pengumpulan dan identifikasi tersebut dilakukan dengan menggunakan penapisan NJP umum yang sudah ditentukan baik di DS 520 maupun di Perban.

Tahap 2 di Perban dan DS 520 sama-sama menekankan pada identifikasi kejadian awal untuk masing-masing sumber meliputi ledakan, kebakaran, lepasan bahan mudah terbakar dll. Yang membedakan di tahap 2 ini adalah bahwa di Perban menyebutkan bahwa data tersebut dapat diperoleh dari peta, laporan yang dipublikasikan, instansi pemerintah atau swasta

dan, perorangan/ahli yang dapat memberikan pengetahuan tentang karakteristik area setempat. Sedangkan di DS 520 spesifik disebutkan bahwa data diantaranya dapat didapatkan dari organisasi dan individu (operator) yang bertanggungjawab dalam mengelola sumber potensial, organisasi pemerintah baik lokal maupun nasional yang bertanggungjawab dalam mengendalikan, memberi izin, atau memberikan otorisasi sumber, literatur dll. Penyebutan organisasi dan individu (operator) yang mengelola sumber potensial ini dan organisasi pemerintah lokal maupun nasional yang mengendalikan, memberi izin dll merupakan hal penting yang dapat dijadikan masukan dalam Perban tersebut.

Tahap 3 di Perban membandingkan antara jarak sumber potensial ke tapak dengan NJP umum yang sudah ditentukan untuk masing-masing sumber, jika NJP jarak sumber potensial terletak dalam NJP maka perlu dilakukan analisis selanjutnya begitu juga sebaliknya. Di tahap 3 DS 520 fokus dalam pembuatan peta sumber dan penentuan nilai Ds. Nilai Ds merupakan jarak antara sumber dengan instalasi nuklir.

Tahap 4 di Perban adalah menentukan jarak tapak, apakah diluar NJP atau didalam NJP dan menentukan skala keparahan untuk masing-masing sumber potensial yang terletak di dalam NJP. Hal ini berarti bahwa jika efek sumber dapat diabaikan jika jarak menunjukkan diluar NJP dan skala keparahan menunjukkan tidak ada sumber yang menyebabkan kerusakan yang signifikan. Tahap 4 di Perban ini dapat disetarakan dengan tahap 4 dan juga tahap 5 di DS 520. Yang membedakan adalah bahwa di DS 520 diperlukan untuk melakukan analisis dalam menentukan NJP spesifik. Nilai NJP umum yang digunakan dalam penapisan awal tersebut hanya berguna sebagai panduan awal dalam melakukan identifikasi sumber potensial. Sehingga diperlukan suatu nilai NJP spesifik tapak yang dianalisis berdasarkan kondisi topografi lokal, regional, meteorologi lokal dll, yang akan mengakibatkan nilai NJP berbeda-beda berdasarkan spesifik tapak. Aspek penentuan NJP spesifik ini yang tidak terdapat dalam Perban sehingga menurut pendapat penulis penentuan NJP spesifik ini dapat menjadi masukan bagi perbaikan Perban tersebut. Keparahan yang didefinisikan di DS 520 belum terlalu dijelaskan sehingga skala keparahan di Perban tersebut dapat menjadi masukan bagi DS 520.

Tahap 6 di Perban sebanding dengan tahap 6 dan tahap 7 di DS 520 yaitu fokus pada penentuan nilai kebolehjadian kemunculan dari kejadian awal.

Tahap 8 di Perban memperkenalkan NKDD dan NKK, dimana nilai ini tidak dikenal di DS 520, tahap 8 di DS 520 fokus pada pengumpulan data rinci untuk evaluasi bahaya dan interaksinya dengan tapak hanya berdasarkan penapisan TKP. Sedangkan nilai NKDD dan NKK ini merupakan nilai yang penting dikarenakan nilai kebolehjadian yang lebih besar dari TKP (10^{-7}) belum tentu akan menimbulkan risiko radiologi yang tidak dapat diterima, sehingga diperlukan nilai penapisan lanjutan dalam hal ini adalah NKDD. Nilai NKDD dan NKK dapat menjadi masukan bagi DS 520.

Tahap 10 di Perban sebanding dengan tahap 9 di DS 520 yang sama-sama melakukan analisis bahaya dari kejadian yang berinteraksi di tapak. Analisis bahaya di Perban dilakukan dengan solusi rekayasa dan/atau kendali administratif,

Tabel 1: Perbandingan kesetaraan metode analisis sumber potensial antara Perban No. 6 Tahun 2019 dengan DS 520 IAEA

| No. | Perban No. 6 Tahun 2019 | DS 520 |
|-----|--|--|
| 1 | Pengumpulan data dan informasi (tahap1) | Identifikasi wilayah sumber dengan NJP umum (tahap 1) |
| 2 | Identifikasi kejadian awal (tahap 2) | Pengumpulan data untuk masing-masing sumber potensial (tahap 2) |
| 3 | Perbandingan jarak sumber potensial vs NJP (tahap 3) | Pembuatan peta sumber dan penentuan Ds (tahap 3) |
| 4 | Menentukan apakah Jarak tapak diluar NJP dan menentukan skala keparahan (tahap 4) | Menentukan nilai NJP spesifik untuk masing-masing sumber berdasarkan keparahan (tahap 4) Perbandingan Ds vs NJP spesifik (tahap 5) |
| 5 | Tidak perlu analisis lebih lanjut (tahap 5) | - |
| 6 | Menentukan nilai kebolehjadian kejadian awal dan membandingkan dengan nilai TKP (tahap 6) | Identifikasi semua kemungkinan dan memperkirakan kebolehjadian (tahap 6) Menentukan kebolehjadian kejadian apakah lebih besar dari TKP (tahap 7) |
| 7 | Tidak perlu analisis lebih lanjut (tahap 7) | - |
| 8 | Menentukan nilai kebolehjadian dari kejadian yang berinteraksi di tapak dan dibandingkan dengan NKDD (tahap 8) | Mengumpulkan data yang lebih rinci untuk evaluasi bahaya eksternal dan interaksi bahaya dengan tapak instalasi nuklir. (tahap 8) |
| 9 | Tidak perlu analisis lebih lanjut (tahap 9) | - |
| 10 | Menentukan pengaruh dan kejadian yang berinteraksi di tapak dengan solusi rekayasa dan/atau administratif (tahap 10) | Melakukan analisis bahaya dan menentukan bahaya yang berinteraksi dengan tapak instalasi nuklir (tahap 9) |
| 11 | Tapak dianggap tidak layak (tahap 11) | - |
| 12 | Menentukan parameter dasar desain (tahap 12) | Evaluasi parameter bahaya dan karakteristik beban untuk masing-masing bahaya (tahap 10) |

sedangkan di DS 520 lebih fokus pada proteksi dengan desain SSK yang kuat, tindakan proteksi dengan menempatkan jarak yang memadai dan pembatas serta jika diperlukan dengan ditambah proteksi administrasi. Di dalam DS 520 ini tindakan proteksi administrasi merupakan tindakan pelengkap dari dua tindakan proteksi sebelumnya.

Tahap 12 di Perban sebanding dengan tahap 10 di DS 520 yaitu penentuan parameter bahaya dan karakteristik beban untuk masing-masing sumber. Sedikit membedakan bahwa di Perban sampai pada penentuan nilai parameter yang digunakan untuk dasar desain.

Perbandingan kesetaraan tersebut secara umum disajikan dalam **Tabel 1**.

Berdasarkan beberapa perbedaan tersebut, secara garis besar dapat dikatakan bahwa Perban masih dapat digunakan secara efektif untuk evaluasi tapak instalasi nuklir, seperti contohnya penyebutan organisasi dan individu (operator) yang mengelola sumber potensial ini dan organisasi pemerintah lokal maupun nasional yang mengendalikan, memberi izin dll merupakan hal penting yang tidak terdapat di Perban, tetapi pemohon izin dengan sendirinya akan mengumpulkan data dan informasi selengkap lengkapnya, salah satu cara untuk mendapatkan data ini pastinya dari operator maupun organisasi pemerintah baik lokal maupun nasional. Penentuan nilai NJP yang sudah disediakan di Perban menyebabkan pemohon izin

tidak perlu lagi untuk mencari nilai NJP tersebut, sehingga otomatis akan mengurangi waktu dan juga tahapan analisis untuk mendapatkan nilai NJP, meskipun memang diperlukan kajian lebih lanjut untuk tapak spesifik yang bagaimana nilai NJP umum tersebut tidak berlaku, sehingga diperlukan nilai NJP khusus seperti yang dipersyaratkan di DS 520 IAEA. DS 520 dan Perban secara garis besar dapat saling melengkapi, jika memang diperlukan maka Perban dapat diamandemen untuk dilakukan perubahan terhadap beberapa hal yang telah disampaikan di pembahasan.

4 Kesimpulan

Telah diuraikan perbandingan tahapan analisis dalam Perban dan juga DS 520 dengan hasil bahwa tahapan tersebut secara umum relatif sama tetapi terdapat beberapa perbedaan yang bisa saling melengkapi diantaranya adalah tahap 2 di Perban dan DS 520, tahap 4 di Perban dan tahap 4 dan tahap 5 di DS 520, tahap 8 di Perban dan DS 520. Berdasarkan beberapa perbedaan tersebut, secara garis besar dapat dikatakan bahwa Perban masih dapat digunakan secara efektif untuk evaluasi tapak instalasi nuklir, meskipun jika memang diperlukan, maka Perban tersebut dapat dilakukan

amandemen untuk perubahan metodologi, tetapi memang diperlukan kajian yang lebih rinci untuk itu.

Daftar Pustaka

- [1] IAEA (2002) Safety Guide No. NS-G-3.1 *External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants*, IAEA.
- [2] IAEA (1988) *50-C-S Code on The Safety of Nuclear Power Plants Sitting*, IAEA.
- [3] IAEA (2003) NS-R-3 *Site Evaluation for Nuclear Installations*, IAEA.
- [4] IAEA (2016) NS-R-3 (Rev.1) *Site Evaluation for Nuclear Installations*, IAEA.
- [5] IAEA (2019) SSR-1 *Site Evaluation for Nuclear Installations*, IAEA.
- [6] Siwhan (2017) *Kajian Revisi Perka BAPETEN Aspek Bahaya Eksternal Akibat Ulah Manusia*, BAPETEN.
- [7] BAPETEN (2019) Perban No. 6 Tahun 2019 tentang *Evaluasi Tapak Instalasi Nuklir untuk Aspek Kejadian Eksternal Akibat Ulah Manusia*, BAPETEN.
- [8] IAEA (2020) Draft Safety Guide Number DS520 *Human Induced External Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations*, IAEA.

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** Wisnu Had
Instansi : BAPETEN

Pertanyaan:

- a) Seharusnya DS 520 jangan dibandingkan dengan Perba kita, tetapi yang diperlukan adalah bagian-bagian mana yang bisa diambil untuk diaplikasikan dalam rangka perbaikan Perba bukan sekedar membandingkan, sehingga dapat secara aplikatif bermanfaat dalam pengaturan penyusunan Peraturan yang lebih baik. Mohon tanggapannya.

Jawaban:

- a) Studi yang dilakukan ini masih relatif awal, jadi baru mempelajari metode/tahapan yang digunakan dalam Perban dan juga dalam DS 520. Dalam makalah ini juga dibahas masukan baik itu untuk perban maupun untuk DS 520, contohnya adalah penentuan nilai NJP

spesifik yang tidak ada dalam perban tetapi ada dalam DS 520, dimana menurut penulis nilai NJP spesifik ini diperlukan untuk kondisi tapak yang spesifik, contoh kedua adalah identifikasi kejadian awal dalam DS 520 yang disebutkan dapat didapatkan dari organisasi dan individu (operator) yang bertanggungjawab dalam mengelola sumber potensial, organisasi pemerintah baik lokal maupun nasional yang bertanggungjawab dalam mengendalikan, memberi izin, atau memberikan otorisasi sumber, literatur dll, sedangkan dalam Perban tidak disebutkan secara detil, dll. Untuk dapat dilakukan amandemen maupun revisi perban tersebut, maka diperlukan kajian lebih lanjut yang rinci. Terima kasih, semoga menjawab pertanyaan tersebut.



Annual Nuclear Safety Seminar 2021 (Seminar Keselamatan Nuklir 2021)



Urgensi Revisi Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 Tahun 2008 Tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Nondaya

Suci Prihastuti dan Nur Syamsi Syam

Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN

s.prihastuti@bapeten.go.id

ABSTRAK

Penuaan struktur, sistem, dan komponen merupakan salah satu aspek yang penting untuk dikelola untuk memastikan pengoperasian reaktor nuklir dengan selamat. Terkait dengan hal tersebut, BAPETEN telah menerbitkan Peraturan Kepala (Perka) BAPETEN Nomor 8 Tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Nondaya. Perka tersebut telah diimplementasikan lebih dari 10 tahun pada 3 reaktor nondaya di Indonesia. Seiring dengan perkembangan regulasi nasional dan internasional, yang mana telah diterbitkan PP No. 54 Tahun 2012 dan PP No. 2 Tahun 2014, SSG-10 yang sedang dalam proses revisi, dan SSG-48, beberapa ketentuan dalam Perka 8 tahun 2008 tersebut perlu dimutakhirkan atau ditambahkan. Selain itu, berdasarkan hasil telaah dan evaluasi, Perka tersebut perlu direvisi untuk mengakomodir beberapa perubahan dan penambahan dalam ketentuan yang diperlukan. Perubahan tersebut meliputi penyelarasan dengan peraturan terkini, perluasan lingkup obyek pengaturan dari reaktor nondaya menjadi reaktor nuklir sehingga mencakup reaktor daya dan reaktor nondaya, perubahan sistematika, penerapan pendekatan bertingkat, dan perubahan berdasarkan umpan balik kemampooterapan dan masukan dari stakeholder. Dengan menggunakan metode yuridis normatif, dalam makalah ini diuraikan hal-hal penting yang menjadi dasar dalam revisi Peraturan Kepala Nomor 8 Tahun 2008. Kesimpulan yang diperoleh adalah bahwa perubahan perlu dilakukan untuk menghasilkan peraturan yang komprehensif, efektif, dan selaras untuk mendukung infrastruktur pengawasan dalam hal peraturan yang dikeluarkan BAPETEN.

Short Presentation

Kata kunci: Peraturan, Revisi, Manajemen Penuaan, Reaktor Nuklir

ABSTRACT

Ageing of systems, structures and components of nuclear reactor is an important aspect to be managed to ensure safe operation of nuclear reactors. In addressing the ageing management, BAPETEN has established BAPETEN Chairman Regulation (BCR) Number 8 Year 2008 on Safety Provisions for Nonpower Reactor Ageing Management. The BCR has been implemented by three nonpower reactors operated in Indonesia for more than 10 years. As the national regulation and international safety requirements and guidance on ageing management have evolved, in this case BAPETEN has established GR No. 54 Year 2012 and GR No. 2 Year 2014, and IAEA has established SSG-10 which is under revision and SSG-48, several provisions must be adjusted or augmented. Furthermore, the implementation of the BCR has been reviewed and studied and the results implied that the BCR need to be revised for several reasons such as needs of adjustment based on the GR established later than the BCR, expansion of the scope to include power reactor in the regulation, change of the writing systematic of the regulation, implementation of graded approach, and consideration of feedback and technical input from stakeholders in the regulation. By implementing normative juridical method, important matters which form the basis for the revision of BCR Number 8 Year 2008 have been identified and elaborated. The conclusion of the study is that revision to the current BCR is needed to provide a comprehensive, effective, and harmonious regulation to support the regulatory infrastructure in terms of regulations issued by BAPETEN.

Keywords: Regulation, Revision, Ageing Management, Nuclear Reactor

SKN 2021

1 Pendahuluan

Untuk memastikan keselamatan pengoperasian reaktor nuklir sehingga tidak membahayakan pekerja, masyarakat, dan lingkungan, Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) sesuai tugas dan fungsinya melakukan pengawasan melalui penyusunan regulasi, penyelenggaraan perizinan, dan pelaksanaan inspeksi ke masing-masing reaktor nuklir. Terkait dengan regulasi untuk instalasi nuklir termasuk reaktor nuklir, BAPETEN telah menyusun Peraturan Pemerintah No. 2 Tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir, yang merupakan pengganti dari Peraturan Pemerintah No. 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir, dan Peraturan Pemerintah No. 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi dan Bahan Nuklir. Peraturan tersebut telah diimplementasikan serta dibuat peraturan turunannya yang memuat ketentuan dan persyaratan teknis secara operasional.

Dalam Peraturan Pemerintah No. 2 Tahun 2014, reaktor nuklir dikelompokkan atas reaktor nondaya dan reaktor daya. Reaktor daya memanfaatkan energi panas hasil pembelahan nuklir untuk pembangkitan daya, sedangkan reaktor nondaya memanfaatkan neutron dan radiasi hasil pembelahan nuklir, misalnya untuk produksi radioisotop dan penelitian [1]. Saat ini di Indonesia telah dioperasikan 3 (tiga) reaktor nondaya dengan masa pengoperasian lebih dari 30 tahun, yaitu reaktor Serbaguna Siwabessy (RSG) di Serpong, reaktor TRIGA Mark II di Bandung dan Reaktor Kartini di Yogyakarta.

Salah satu aspek penting yang harus diperhatikan dalam keselamatan pengoperasian reaktor nuklir adalah penuaan struktur, sistem dan komponen (SSK). Penuaan merupakan proses yang dialami oleh SSK di mana karakteristik SSK tersebut mengalami perubahan secara bertahap terhadap waktu atau kondisi pengoperasian. Penuaan merupakan fenomena yang tidak dapat dicegah. Oleh karena itu perlu dilakukan manajemen penuaan terhadap SSK reaktor nuklir dengan tujuan untuk memahami mekanisme degradasi, teknik evaluasi, dan cara menghambat proses penuaan.

Mengingat pentingnya aspek penuaan tersebut, masalah penuaan harus diantisipasi sejak dini. Pemohon dan Pemegang Izin dalam menyusun dan melaksanakan program manajemen penuaan serta membuat laporan pelaksanaan manajemen penuaan harus berdasarkan landasan hukum Peraturan Pemerintah dan Peraturan Kepala (Perka) BAPETEN terkait Penuaan. Saat ini Pemegang Izin reaktor nuklir di Indonesia menggunakan Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 Tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Nondaya. Perka No. 8 Tahun 2008 tersebut disusun berdasarkan amanat Peraturan Pemerintah No. 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir.

Implementasi dari Perka BAPETEN No. 8 Tahun 2008 selama lebih dari 10 tahun tersebut telah ditelaah dan direview. Hasil telaah dan evaluasi salah satunya menunjukkan bahwa terdapat beberapa norma yang perlu diperbaiki atau ditambahkan seiring dengan perkembangan regulasi nasional dan internasional serta perkembangan teknologi. Selain itu, sejalan dengan rencana pembangunan reaktor daya yang mengemuka pada beberapa tahun ini, lingkup pengaturan saat

ini yang hanya mencakup reaktor nondaya perlu diperluas sehingga mencakup juga reaktor daya. Perluasan tersebut juga sejalan dengan PP No. 54 Tahun 2012 dan PP No. 2 Tahun 2012 yang lingkungannya mencakup reaktor daya dan reaktor nondaya.

Berdasarkan hal tersebut di atas, dalam makalah ini diuraikan mengenai urgensi dilakukannya revisi untuk perbaikan dan penyempurnaan Perka BAPETEN No. 8 Tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Nondaya agar mampu terapan untuk reaktor nuklir baik reaktor daya maupun reaktor nondaya dan dapat mendukung infrastruktur pengawasan dalam hal peraturan yang dikeluarkan oleh BAPETEN. Tujuan penyusunan makalah adalah untuk memberikan penjelasan urgensi revisi Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 Tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Nondaya menjadi Peraturan BAPETEN (Perba) tentang Manajemen Penuaan Reaktor Nuklir.

Lingkup pembahasan dititikberatkan pada urgensi diperlukannya revisi peraturan tersebut, dan muatan-muatan baru yang perlu diatur antara lain perubahan dan penyempurnaan dari regulasi yang terkait, adanya penyesuaian dengan regulasi terkini, perluasan ruang lingkup dalam pengaturannya dari reaktor nondaya menjadi reaktor nuklir, perubahan sistematika dalam revisi Perka BAPETEN No. 8 Tahun 2008, penerapan pendekatan bertingkat dan adanya umpan balik masukan kemampuseran dari *stakeholder*.

2 Metodologi

Metode yang digunakan dalam penyusunan makalah ini adalah berdasarkan metode penyusunan revisi Perka BAPETEN tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Nondaya, yaitu metode yuridis normatif. Metode yuridis normatif yang juga dikenal dengan penelitian sosio-legal dilakukan melalui studi pustaka yang menelaah data sekunder berbagai peraturan perundang-undangan nasional dan internasional, hasil pengkajian dan referensi lainnya, analisis diskriptif, diskusi, dan dilengkapi dengan konsinyering dengan narasumber. Metode yuridis normatif ini sesuai dengan amanat Undang Undang No. 12 Tahun 2011 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-undangan [2].

3 Landasan Teori

Ketentuan terkait manajemen penuaan dalam peraturan pemerintah yang menjadi dasar terbitnya Perka No. 8 Tahun 2008 dan yang menjadi dasar untuk revisi Perka tersebut adalah sebagai berikut:

3.1 PP No. 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir.

Sebagaimana diuraikan pada bagian Pendahuluan, Perka No. 8 Tahun 2008 disusun berdasarkan amanat Peraturan Pemerintah No. 43 Tahun 2006. Dalam Peraturan Pemerintah ini tidak diwajibkan penyusunan program manajemen

penuaan, namun Pemegang Izin Operasi atau Pemegang Izin Operasi Gabungan reaktor nuklir yang didesain dengan umur operasi lebih dari empat puluh tahun dapat mengajukan perpanjangan izin dengan melampirkan persyaratan teknis, salah satu di antaranya adalah laporan kajian penuaan [3]. Peraturan pemerintah ini telah dicabut dan dinyatakan tidak berlaku dengan diterbitkannya Peraturan Pemerintah No. 2 Tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir.

3.2 PP No. 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir

Beberapa ketentuan yang terkait dengan penuaan dalam PP No. 54 Tahun 2012 diberikan pada pasal 11, Pasal 18, Pasal 20, Pasal 26, dan Pasal 39. Pasal 11 mengatur kewajiban Pemegang Izin Konstruksi untuk memenuhi persyaratan umum desain untuk meminimalkan penuaan. Selanjutnya pada Pasal 18, Pemegang Izin Komisioning harus menetapkan rencana deteksi penuaan melalui pengumpulan dan analisis data yang terkait dengan penuaan struktur, sistem, dan komponen sebelum kegiatan komisioning dimulai. Pada Pasal 20 dinyatakan bahwa Pemegang Izin Operasi wajib menetapkan Program Manajemen Penuaan pada pelaksanaan operasi Instalasi Nuklir. Program manajemen penuaan tersebut ditetapkan dan dilaksanakan pada struktur, sistem, dan komponen kritis sebagaimana diatur dalam Pasal 26 ayat (1). Selanjutnya pada Pasal 26 ayat (2) dinyatakan bahwa Pemegang izin wajib melakukan evaluasi secara berkala terhadap pelaksanaan program manajemen penuaan. Selain itu pada Pasal 39 mengenai penilaian keselamatan berkala, penuaan juga menjadi salah satu aspek yang harus dilakukan penilaian [4].

3.3 PP No. 2 Tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir

Sebagai pengganti PP No. 43 Tahun 2006, PP No. 2 Tahun 2014 mengatur mengenai manajemen penuaan reaktor nuklir secara lebih komprehensif. Beberapa ketentuan terkait manajemen penuaan yang harus dipenuhi oleh Pemohon Izin dan Pemegang Izin reaktor nuklir. Ketentuan yang terkait dengan manajemen penuaan reaktor nuklir tercantum dalam Pasal 9 dan Pasal 10 ayat (1) huruf i yang menyatakan bahwa salah satu persyaratan teknis untuk memperoleh izin konstruksi dan izin komisioning Reaktor Nuklir adalah program manajemen penuaan. Program manajemen penuaan tersebut memuat tujuan, ruang lingkup, struktur organisasi dan tanggung jawab, penapisan SSK, identifikasi penuaan, strategi manajemen penuaan, pelaksanaan manajemen penuaan, pengumpulan data dan informasi, evaluasi penuaan dan dokumentasi perekaman [1].

Selanjutnya pada Pasal 48 ayat (4) huruf d dalam hal Pemegang Izin reaktor nuklir bermaksud mengajukan permohonan perpanjangan izin operasi kepada Kepala BAPETEN, Pemegang Izin harus mengajukan perpanjangan izin operasi 3 tahun sebelum berakhirnya izin dengan melampirkan persyaratan teknis, salah satu diantaranya

adalah laporan kajian penuaan. Berbeda dengan PP 43 Tahun 2006 yang mana perpanjangan izin dapat dilakukan apabila umur desain reaktor nuklir lebih dari 40 tahun, dalam PP 2 No. 2014, ketentuan mengenai perpanjangan izin berdasarkan umur desain tidak diatur, perpanjangan izin operasi reaktor nuklir dapat diberikan untuk jangka waktu paling lama 10 (sepuluh) tahun, terhitung sejak izin operasi berakhir untuk setiap kali perpanjangan. Dengan tidak adanya ketentuan mengenai perpanjangan berdasarkan umur desain, maka Pemegang Izin dapat mengajukan permohonan perpanjangan izin di luar umur desain reaktor nuklir. Ketentuan mengenai perpanjangan di luar umur desain tersebut harus ditetapkan untuk memastikan pengoperasian reaktor nuklir dengan selamat.

4 Pembahasan

Berdasarkan uraian yang diberikan pada pendahuluan dan landasan teori, pada bagian ini diuraikan urgensi perlunya dilakukan revisi, perbaikan dan penyesuaian terhadap Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir No. 8 Tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Nondaya menjadi Peraturan Badan Pengawas Tenaga Nuklir yang mengatur tentang Manajemen Penuaan Reaktor Nuklir. Beberapa pertimbangan utama dalam revisi tersebut, antara lain:

1. Penyelarasan dengan regulasi terkini
2. Perluasan ruang lingkup pengaturan Perka
3. Perubahan sistematika dan isi Perka
4. Penerapan pendekatan bertingkat (*graded approach*)
5. Umpan balik/masukan dari stakeholder

4.1 Penyelarasan dengan regulasi terkini

Perka No. 8 Tahun 2008 diterbitkan berdasarkan amanat PP No. 43 Tahun 2006. Setelah terbitnya Perka No. 8 Tahun 2008, telah diterbitkan 2 peraturan pemerintah yang juga berlaku untuk reaktor nuklir yaitu PP No. 54 Tahun 2012 dan PP No. 2 Tahun 2014. Sebagaimana diuraikan pada bagian landasan teori, salah satu hal terkait penuaan yang diamanatkan oleh PP No. 2 Tahun 2014 dalam Pasal 10, adalah bahwa Program Manajemen Penuaan harus disusun oleh Pemohon Izin sejak tahap konstruksi [1]. Sedangkan dalam Perka 8 Tahun 2008, Program Manajemen Penuaan disusun pada tahap operasi sebagaimana diatur dalam Pasal 10 ayat (1) [5]. Sehingga untuk menghindari disharmoni dengan peraturan di atasnya, maka hal ini menjadi salah satu alasan perlunya dilakukan revisi Perka.

Selanjutnya pada PP No. 54 Tahun 2012, diamanatkan bahwa Pemegang Izin Operasi harus melakukan evaluasi secara berkala terhadap pelaksanaan program manajemen penuaan [4]. Terkait evaluasi berkala tersebut, Perka 8 tidak secara eksplisit menyatakan kewajiban evaluasi berkala dan kaji ulang tersebut, meskipun terdapat ketentuan untuk menyampaikan laporan hasil kajian penuaan setiap 5 tahun. Untuk menjembatani hal tersebut, maka dalam revisi Perka diberikan ketentuan bagi Pemegang Izin Operasi untuk

melaksanakan kaji ulang terhadap program manajemen penuaan secara berkala setiap lima tahun dan melakukan pemutakhiran terhadap program manajemen penuaan berdasarkan hasil kaji ulang tersebut.

Selain penyesuaian dengan regulasi nasional, revisi perba juga dilakukan dengan melihat perkembangan regulasi internasional. Perka 8 Tahun 2008 telah terbit sebelum diterbitkannya *Specific Safety Guide (SSG) No. 10 Ageing Management for Research Reactors – 10* pada tahun 2010 oleh IAEA. Beberapa ketentuan keselamatan dalam dokumen tersebut belum diatur dalam Perka 8 Tahun 2008, misalnya ketentuan mengenai aspek penuaan yang harus dilakukan pada saat utilisasi, modifikasi, shutdown panjang, dan dekomisioning reaktor [6]. Saat ini SSG 10 tersebut juga sedang dilakukan revisi oleh IAEA. Salah satu hal yang melatarbelakangi revisi tersebut adalah adanya revisi dokumen yang diacu terkait persyaratan keselamatan yang harus dipenuhi oleh reaktor riset, yaitu IAEA *Safety Standards Series NS-R-4 Safety of Research Reactors* yang diterbitkan pada tahun 2005 menjadi *Specific Safety Requirements (SSR) No. 3 Safety of Research Reactors* yang diterbitkan pada tahun 2016. Beberapa ketentuan dalam SSR No. 3 ini dicantumkan dalam draft revisi DS509 sebagai persyaratan yang harus dipenuhi. Selain itu istilah degradasi penuaan yang digunakan dalam SSG-10 diganti menjadi mekanisme degradasi [7]. Beberapa ketentuan dari SSG No. 48 *Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants* juga digunakan dalam draft revisi SSG-10 tersebut. Ketentuan tersebut antara lain ketentuan untuk menghindari tegangan yang tidak diperlukan selama komisioning, ketentuan mengenai *time limited ageing analysis*, ketentuan terkait kriteria penerimaan dan tindakan perbaikan, serta kualifikasi peralatan [8]. Selain perubahan-perubahan tersebut, tidak banyak perubahan yang dilakukan terhadap SSG-10 yang dituangkan dalam Draft revisi (DS 509G). Oleh karena itu SSG – 10 beserta perubahannya dalam DS 509 dapat digunakan sebagai dasar dalam perubahan Perka No. 8 Tahun 2008.

SSG No. 48 tersebut di atas merupakan pedoman untuk manajemen penuaan pada pembangkit listrik tenaga nuklir yang diterbitkan oleh IAEA pada tahun 2018. Terdapat banyak kemiripan pengaturan dalam SSG 48 dengan SSG 10 dan draft perubahannya, sehingga SSG-48 ini juga menjadi satu pertimbangan yang dijadikan dasar dalam perubahan perka dalam perluasan lingkup obyek pengaturan yang mencakup reaktor daya dan reaktor nondaya [8].

4.1 Perluasan ruang lingkup pengaturan Perba

Kedua landasan hukum yang digunakan dalam penyusunan revisi Perba yaitu PP No. 54 Tahun 2012 dan PP No.2 Tahun 2014 mengatur ketentuan terkait penuaan yang sama untuk reaktor daya dan reaktor nondaya. Selain itu sebagaimana diuraikan di atas, SSG 10 beserta draf revisinya dan SSG 48 juga secara garis besar mengatur ketentuan pokok yang sama untuk reaktor daya dan reaktor nondaya. Bahkan dalam SSG-10 dan revisinya menetapkan bahwa untuk reaktor riset dengan daya yang besar dapat menggunakan SSG 48 sebagai acuan. Beberapa hal yang sebelumnya belum diatur dalam SSG-10

dimutakhirkan dalam revisinya yaitu DS509 dengan mengikuti ketentuan dalam SSG-48 misalnya terkait kualifikasi peralatan dan *time limited ageing analysis*. Berdasarkan hal tersebut maka lingkup pengaturan Perka 8 Tahun 2008 yang sebelumnya hanya mencakup reaktor nondaya dapat diperluas untuk mencakup juga reaktor daya, karena ketentuan-ketentuan terkait manajemen penuaan secara umum sama untuk kedua jenis reaktor tersebut, sedangkan implementasinya akan diterapkan pendekatan bertingkat.

Adapun pengaturan untuk operasi jangka panjang/*long term operation (LTO)* untuk reaktor daya atau PLTN, akan tercakup dalam pengaturan manajemen penuaan terkait perpanjangan izin operasi. LTO merupakan istilah yang digunakan untuk reaktor daya yang telah beroperasi lebih dari 25 tahun dan akan mengajukan perpanjangan operasi di luar kerangka waktu yang ditetapkan oleh pemberi izin, desain pabrikan, standar yang relevan atau peraturan nasional [8]. Pengaturan terkait perpanjangan izin operasi reaktor daya dapat dibuat ketentuan tambahan dalam revisi Perba.

4.2 Perubahan sistematika dan isi Perba

Perubahan sistematika Perka 8 Tahun 2008 secara lengkap diberikan dalam **Tabel 1**.

Beberapa perubahan sistematika dan isi dari Perka 8 Tahun 2008 dalam revisi Perba yang dilakukan antara lain:

1. Penyesuaian subyek hukum dari Pengusaha Instalasi Nuklir menjadi Pemegang Izin (PI) sesuai dengan definisi No. 22 yang ada pada Peraturan Pemerintah No.2 Tahun 2014 [1].
2. PI harus menyusun dan menetapkan program manajemen penuaan untuk reaktor nuklir di mulai dengan menentukan tujuan, ruang lingkup, struktur organisasi dan tanggung jawab, penapisan SSK, identifikasi penuaan, strategi manajemen penuaan, pelaksanaan penuaan, pengumpulan data dan informasi, evaluasi penuaan, dan dokumentasi/perekaman.
3. Pada tahap desain terdapat penambahan aturan untuk PI mendemostrasikan bahwa penuaan sudah diperhitungkan secara memadai, memastikan rencana penggunaan material memiliki sifat tahan penuaan [7].
4. Program Manajemen Penuaan harus disusun pada tahap konstruksi dan dikaji ulang dan dimutakhirkan secara berkala pada tahap komisioning dan operasi.
5. Rencana penambahan aturan terkait manajemen penuaan pada tahap dekomisioning melalui pemantauan SSK yang penting terhadap keselamatan yang akan digunakan selama dekomisioning [7,8].
6. PI harus mempertimbangkan perkembangan teknologi digital menuju industri 4.0 melalui pemantauan *online monitoring (OLM)* terhadap SSK yang dapat memberikan peringatan dini jika terjadi degradasi atau mengandalkan deteksi secara dini [8,10]. Keuntungan OLM adalah uji dan akses lebih cepat, sudah diterapkan di banyak negara seperti Australia, Mesir, Afrika bahkan di Malaysia [10].
7. Penggunaan istilah SSK kritis dalam SSG-10 dan SSG-48 adalah SSK yang penting untuk keselamatan, sedangkan dalam revisi Perba ini akan dibatasi untuk kelas I dan II. Hal ini diberikan untuk memberikan panduan bagi

Tabel 1: Perbandingan Kerangka PKB No.8 Tahun 2008 [5] dengan Revisi Perba

| PKB No.8 Thn 2008 | | Revisi Perba | |
|---------------------|---|---------------------|---|
| Batang Tubuh | | Batang Tubuh | |
| Ps. 1 | Definisi | Ps. 1 | Definisi |
| Ps. 2 | Tujuan | Ps. 2 | Tujuan |
| Ps. 3 | Ruang lingkup | Ps. 3 | Ruang lingkup |
| Ps. 4 | Tindakan keselamatan pada penuaan | Ps. 4 | Perencanaan penuaan reaktor |
| Ps. 5 | Penuaan tahap desain | Ps. 5 | Penuaan tahap desain |
| Ps. 6 | Penuaan tahap fabrikasi dan konstruksi | Ps. 6 | Penuaan tahap fabrikasi dan konstruksi |
| Ps. 7-9 | Penuaan tahap komisioning | Ps. 7 | Penuaan tahap komisioning |
| Ps. 10 | Penuaan tahap operasi | Ps. 8 | Penuaan tahap operasi |
| Ps. 11 | Program manajemen penuaan (PMP) | Ps. 9 | Program manajemen penuaan (PMP) |
| Ps. 12 | Pertimbangan pengalaman penuaan pada industri nuklir sejenis | Ps. 10 | Kondisi yang mempercepat penuaan |
| Ps. 13 | Kondisi yang mempercepat penuaan | Ps. 11 | Kaji ulang dan pemutakhiran PMP |
| Ps. 14 | Laporan kajian penuaan | Ps. 12-16 | Organisasi manajemen penuaan |
| Ps. 15 | Penyimpanan suku cadang dan barang habis pakai | Ps. 17 | Penapisan SSK |
| Ps. 16 | Program jaminan mutu | Ps. 18 | Identifikasi penuaan |
| Ps. 17 | Penutup | Ps. 19 | Strategi manajemen penuaan |
| | | Ps. 20-23 | Pelaksanaan surveilan penuaan |
| | | Ps. 24 | Kualifikasi peralatan |
| | | Ps. 25-26 | Analisis penuaan terbatas waktu |
| | | PS.27 | Perpanjangan Operasi/Operasi jangka panjang (<i>long term operation</i>) |
| | | Ps. 28 | Pelaporan pelaksanaan manajemen penuaan |
| | | Ps. 29 | Sistem manajemen |
| | | Ps. 30 | Ketentuan peralihan |
| | | Ps. 31 | Penutup/Pencabutan Perka No.8/2008 |
| Lampiran | | Lampiran | |
| Lamp. 1 | Format dan isi PMP Pendahuluan Organisasi Kajian Penuaan Dokumentasi dan Perekaman | Lamp. 1 | Format dan isi PMP Pendahuluan Organisasi Manajemen penuaan Dokumentasi dan perekaman Kesimpulan |
| Lamp. 2 | Format dan isi laporan kajian penuaan Pendahuluan Penapisan SSK Program survailan Pengumpulan data Hasil dan evaluasi kajian Kesimpulan | Lamp. 2 | Format dan isi laporan manajemen penuaan Pendahuluan Organisasi Manajemen penuaan Dokumentasi dan perekaman Kesimpulan |

evaluator dan PI dalam mengimplementasikan isi perba, memudahkan menyusun dan melaksanakan PMP [9,10].

- Ketersediaan metode verifikasi dan validasi perangkat digital yang digunakan [10].
- Untuk reaktor yang akan mengajukan perpanjangan izin operasi/operasi jangka panjang di luar umur desain reaktor awal, PI harus mengajukan program manajemen penuaan dengan menambahkan Analisis Penuaan Terbatas Waktu (TLAA) terhadap SSK yang penting untuk keselamatan, dengan menunjukkan efek penuaan yang dianalisis tidak akan berpengaruh buruk pada kemampuan SSK menjalankan fungsi keselamatan selama periode pengoperasian yang diajukan, waktu pengajuan paling lama 2 tahun sebelum habis umur desain (izin yang diperoleh) [8,9,10].

4.3 Pendekatan Bertingkat

Penerapan pendekatan bertingkat di dalam revisi Perka No. 8 Tahun 2008 ini bergantung pada jenis reaktor dan daya

reaktor. Reaktor daya dan reaktor nondaya akan berbeda kondisi pengoperasiannya, sehingga nilai parameter operasi yang penting terhadap penuaan seperti suhu, tekanan, dan fluens akan sangat berbeda. Reaktor daya pada umumnya diperasikan pada suhu dan tekanan yang jauh lebih tinggi dibandingkan dengan reaktor nondaya, sedangkan reaktor nondaya atau reaktor riset akan mempunyai nilai fluens yang lebih tinggi. Sehingga kriteria penerimaan untuk penuaan akan diterapkan berbeda untuk kedua jenis reaktor tersebut.

Dari segi daya reaktor, reaktor dengan daya yang lebih besar tentunya akan mempunyai dimensi yang lebih besar juga, sehingga jenis komponen yang akan digunakan juga berbeda. Hal ini menyebabkan SSK kritis untuk reaktor dengan daya yang lebih besar akan berbeda dengan reaktor dengan daya yang lebih kecil. Sebagai contoh pompa pendingin atau penukar panas pada reaktor dengan daya kecil mudah diganti karena tersedia untuk skala industri konvensional, sedangkan untuk reaktor daya besar, komponen tersebut dapat masuk dalam komponen yang sulit diganti, sehingga termasuk dalam SSK kritis.

Saat ini reaktor berdasarkan dayanya dapat dikategorikan menjadi 4 kategori misalnya reaktor besar (*large reactor*) untuk reaktor dengan daya yang lebih besar dari 700 MW, reaktor sedang (*medium reactor*) dengan daya antara 350 MW sampai dengan 700 MW, reaktor kecil (*small reactor*) dengan daya antara 25 MW sampai dengan 350 MW, dan reaktor sangat kecil (*very small reactor*) dengan daya kurang dari 25 MW. Kategorisasi reaktor berdasarkan daya tersebut dapat digunakan dalam pendekatan bertingkat, namun yang menjadi dasar utama adalah hasil penapisan SSK oleh Pemegang Izin.

Selain hal-hal yang diuraikan di atas, implementasi pendekatan bertingkat juga dapat diterapkan pada strategi manajemen penuaan yang dipilih dan dilaksanakan oleh Pemegang izin. Untuk fasilitas reaktor riset dengan daya kecil seperti pada reaktor TRIGA Bandung dan Reaktor Kartini di Yogyakarta dapat menerapkan strategi manajemen penuaan yang lebih sederhana dibandingkan dengan reaktor yang lebih besar.

4.4 Umpan Balik dan Masukan dari Stakeholder

Salah satu ciri dari peraturan perundang-undangan dan rumusan kebijakan pengawasan ketenaganukliran yang berkualitas adalah kemampuserapan dan tingkat pemahaman *stakeholder* terhadap peraturan tersebut. Oleh karena itu umpan balik dari *stakeholder* terhadap kemampuserapan peraturan yang telah disusun menjadi sangat penting. Selain itu berdasarkan UU No. 12 Tahun 2011 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-Undangan, masyarakat orang perseorangan atau kelompok orang yang mempunyai kepentingan atas substansi Rancangan Peraturan Perundang-undangan berhak memberikan masukan dalam penyusunan peraturan perundang-undangan [2]. Oleh karena itu, selain umpan balik di atas, dalam penyusunan revisi Perba ini BAPETEN telah berupaya untuk mendapatkan masukan melalui berbagai cara antara lain konsultasi publik, *Focus Group Discussion*, dan pembahasan dengan narasumber. Selain itu, sebagai salah satu tahapan dalam penyusunan Perba, draf Perba diunggah pada SJDIH BAPETEN yang dapat diakses oleh seluruh masyarakat untuk memberikan masukan.

Seluruh masukan yang diperoleh dipertimbangkan, dirumuskan, dan kemudian dibahas secara khusus dengan seluruh anggota Tim untuk selanjutnya diputuskan apakah akan dimasukkan dalam revisi atau tidak.

Saat ini umpan balik untuk Perka No. 8 Tahun 2008 telah diperoleh dari Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir BAPETEN sesuai dengan hasil evaluasi yang dilakukan terhadap dokumen manajemen penuaan, dari pihak Pemegang Izin Reaktor Nuklir yaitu BATAN berdasarkan pengalaman dalam implementasi Perka, dan masukan dari peserta konsultasi publik khususnya akademisi. Masukan yang telah diperoleh antara lain:

a. Belum tercantum ketentuan secara khusus mengenai kualifikasi SDM manajemen penuaan termasuk tugas, tanggung jawab, dan pelatihannya, sehingga dilakukan penambahan aturan bahwa PI harus membentuk organisasi manajemen penuaan dan dalam organisasi tersebut menyediakan sumber daya berupa personil yang memiliki

kualifikasi dan kompetensi, biaya, peralatan/perlengkapan dan metode, serta memberikan pelatihan manajemen penuaan [9].

- b. Penyimpanan data diharapkan menggunakan sistem informasi yang terintegrasi dengan data perawatan, inspeksi dan pengujian serta laporan operasi instalasi [9].
- c. Beberapa SSK kritis reaktor mengalami penuaan karena keusangan teknologi, seperti Sistem Instrumentasi dan Kendali, yang mana komponennya sudah tidak diproduksi oleh pabrikan atau pemasok (vendor) sehingga dalam revisi Perka No. 8 Tahun 2008, ditambahkan pengaturan untuk mengantisipasi keusangan teknologi [10].
- d. Ketentuan spesifik mengenai SSK yang termasuk SSK kritis misalnya sistem pendingin primer yang tercantum dalam Perka agar dihilangkan karena tidak semua reaktor mempunyai SSK Kritis yang sama.
- e. Penambahan kriteria untuk persyaratan minimum yang dapat diberlakukan untuk seluruh jenis reaktor.
- f. Agar dalam penyusunan peraturan melibatkan ahli hukum untuk menghindari adanya pasal-pasal yang multi-tafsir.

5 Kesimpulan

Berdasarkan uraian di atas dapat disimpulkan bahwa Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 tahun 2008 perlu untuk diubah atau direvisi agar lebih komprehensif dan dapat diterapkan mengikuti perkembangan regulasi terkini yaitu PP No. 54 Tahun 2012 dan PP No. 2 Tahun 2014, dan 2 referensi IAEA yaitu SSG-10 beserta draf revisinya dan SSG-48, demi terciptanya efektifitas dan keselarasan untuk mendukung infrastruktur pengawasan dalam hal peraturan yang dikeluarkan BAPETEN. Revisi tersebut tidak hanya dari segi legal tetapi juga dari segi perluasan lingkup yang sebelumnya hanya mengatur reaktor nondaya menjadi reaktor nuklir yang terdiri atas reaktor daya dan reaktor nondaya. Perubahan substansi teknis juga dilakukan untuk memberikan panduan kepada PI yang meliputi penerapan pendekatan bertingkat, ketentuan terkait operasi jangka panjang, penambahan aturan analisis penuaan terbatas waktu (TLAA), pemantauan *online*. Selain itu ketentuan mengenai kewajiban penyusunan program manajemen penuaan dari tahap konstruksi, pelaksanaan, kaji ulang dan pemutakhiran PMP yang harus dilakukan selama tahap komisioning dan operasi juga ditambahkan dalam revisi Perba ini. Beberapa umpan balik dari kemampuserapan Perka 8 Tahun 2008 juga diakomodasi untuk perbaikan revisi Peraturan BAPETEN mengenai Manajemen Penuaan Reaktor Nuklir seperti ketentuan terkait SSK kritis.

Ucapan Terima Kasih

Penulis menyampaikan terima kasih sebesar-besarnya kepada jajaran manajemen DP2IBN dan tim penyusun peraturan, narasumber, dan *stakeholder* terkait yang telah mendukung dan memberikan masukan dalam penyusunan revisi Perka No. 8 Tahun 2008.

Daftar Pustaka

- [1] BAPETEN (2014), Peraturan Pemerintah No. 2 Tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir, BAPETEN, Jakarta.
- [2] KEMENKUMHAM (2012), Undang-undang No. 12 Tahun 2011 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-undangan, Jakarta.
- [3] BAPETEN (2006), Peraturan Pemerinah No. 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir, Jakarta.
- [4] BAPETEN (2012), Peraturan Pemerintah No. 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir, Jakarta.
- [5] BAPETEN (2008), Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 Tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Nondaya, BAPETEN, Jakarta.
- [6] IAEA (2010), *Specific Safety Guide SSG-10 Ageing Management for Research Reactors*, IAEA, Vienna, Austria.
- [7] IAEA (2019), *Draft Specific Safety Guide DS509G Ageing Management for Research Reactors*, IAEA, Vienna, Austria.
- [8] IAEA (2018), *Specific Safety Guide SSG-48 Ageing Management and Development of A Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants*, IAEA, Vienna, Austria.
- [9] Harianto Edhi Rahmat (2021), Penerapan Perka No. 8 Tahun 2008 dalam Evaluasi Manajemen Penuaan Reaktor Non Daya, Rapat Koordinasi BAPETEN 06 April 2021. Jakarta
- [10] Subekti Muhammad (2021), Penyusunan Perba BAPETEN tentang Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Nuklir, Rapat Koordinasi BAPETEN 10 Mei 2021, Jakarta.