

## BAB 3 METODOLOGI PENELITIAN

### 3.1 Metode Penelitian

Penelitian ini menggunakan metode kuantitatif dengan model stokastik dengan *software Monte Carlo n-Particle* versi 6 (MCNP6). Perhitungan secara stokastik dalam metode *Monte Carlo* digunakan untuk memperhitungkan setiap interaksi yang terjadi antara partikel dan material agar hasil lebih tepat. Dalam prosesnya, metode stokastik melibatkan fungsi distribusi peluang, penghasil angka acak, sampling dan *tallying*.

### 3.2 Tempat dan Waktu Penelitian

Tempat penelitian adalah di Universitas Pertahanan dan PT. Pindad. Waktu penelitian dilaksanakan sesuai Tabel 3.1.

**Tabel 3. 1 Waktu Penelitian**

No	Kegiatan	2020						2021										
		Juli	Agust	Sept	Okto	Nov	Des	Jan	Feb	Mar	Apr	Mei	Juni	Juli	Agust	Sept	Okto	
1	Pembuatan Proposal Penelitian																	
2	Sidang Proposal Penelitian																	
3	Pengumpulan Data																	
4	Analisis Data																	
5	Sidang Pra-tesis																	
6	Sidang Tesis																	
7	Perbaikan Tesis																	

No	Kegiatan	2020						2021										
		J u l	A g u s	S e p	O k t	N o v	D e s	J a n	F e b	M a r	A p r	M e i	J u n	J u l	A g u s	S e p	O k t	
8	Publikasi jurnal ilmiah																	

Sumber: diolah peneliti

### 3.3 Sampel Penelitian

Sampel yang digunakan pada penelitian ini adalah bodi baja dari Kendaraan Taktis 4x4. Bodi kendaraan tempur tanpa penambahan Pb dan dengan penambahan Pb 5% mengacu pada hasil penelitian E Nunes, *et al.* tahun 2002. Sampel diuji ketahanannya terhadap radiasi gamma dan neutron yang mungkin dihasilkan dari detonasi senjata nuklir dengan variasi energi yang berbeda.

Pada sekenario akibat senjata nuklir besar energi yang dihasilkan dari hasil fisi total adalah 200 MeV, sedangkan energi yang dihasilkan radiasi gamma dan neutron berada pada energi maksimal 10 MeV, maka pada pengujian radiasi gamma, energi yang digunakan berada pada rentang  $10^{-3}$  -10 MeV, Energi neutron menggunakan energi pada rentang  $10^{-9}$  MeV - 10 MeV. Rentang energi gamma dan neutron tersebut adalah yang mungkin dilepaskan dari suatu ledakan senjata nuklir dengan bahan fisi Plutonium ataupun Uranium ( $\text{Pu}^{239}$  atau  $\text{U}^{238/235}$ ) (U.S DoD, 1977).

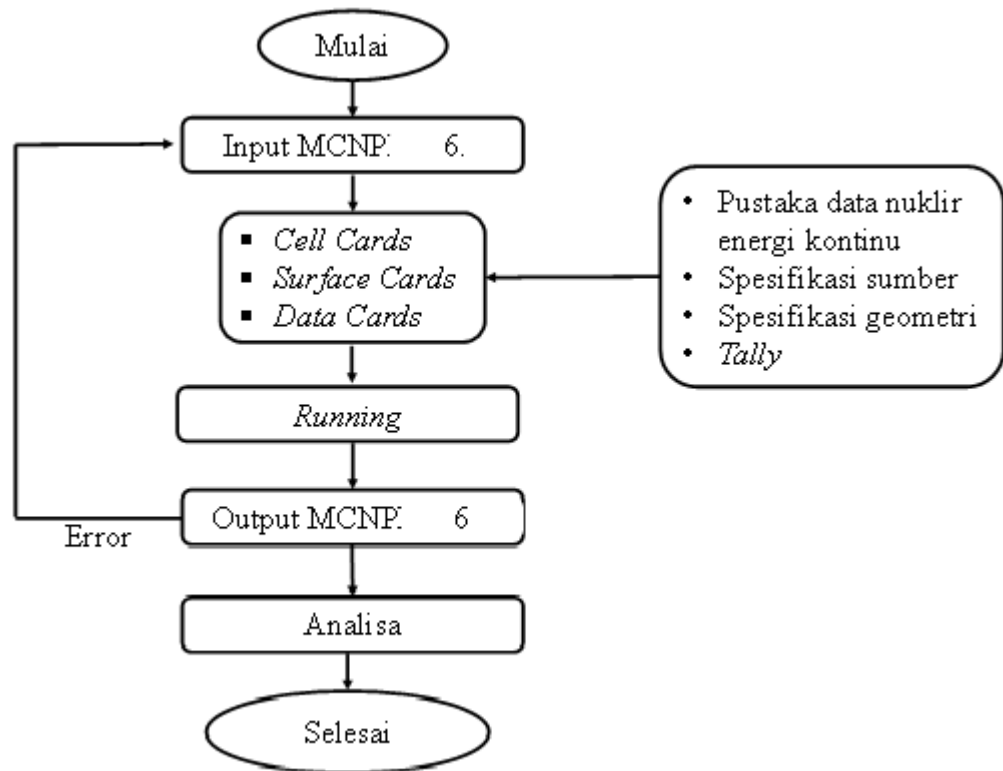
### 3.4 Teknik Pengumpulan Data

Penelitian dilakukan dengan beberapa tahapan. Pertama yaitu mengumpulkan data karakteristik bahan dasar, menentukan geometri dan *data cards*, membuat input program, serta pengambilan dan pengolahan data. Penjabaran masing-masing tahapan adalah sebagai berikut.

#### 3.4.1 Inisiasi Model dan Simulasi

Penelitian dilakukan dengan beberapa tahapan. Pertama yaitu mengumpulkan data karakteristik bahan dasar, menentukan geometri dan

*data cards*, membuat input program, serta pengambilan dan pengolahan data pada Gambar 3.1 sebagai berikut.



**Gambar 3. 1 Teknik Pengumpulan Data**

Sumber: diolah peneliti

Pembuatan input MCNP diawali dengan pengisian tiga buah kartu, yakni kartu sel, kartu permukaan, dan kartu data. Kartu sel dan kartu permukaan merupakan inputan geometri dari obyek yang akan disimulasikan, sementara kartu data merupakan informasi material obyek simulasi, definisi dari sumber partikel, dan *tally* atau besaran fisis yang akan dihitung. Pada bagian kartu sel inputan yang diisikan adalah nomor sel, kemudian nomor material yang pengisiannya tergantung pada keinginan pengguna. Nomor material ini mendeskripsikan materi penyusun sel dari input kartu data. Jika sel merupakan void, maka nomor material diisi nol. Pada bagian kartu permukaan inputan yang diisikan adalah nomor bidang atau geometri dan inputan berupa *alphabetic nemonic* yang menyatakan

bentuk bidang yang akan digunakan. Kemudian pada kartu data inputan yang diisi adalah data material, data sumber partikel, *tally* yang diinginkan, jumlah partikel yang disimulasikan dan lain-lain. Setelah dilakukan pengisian tiga kartu di atas, selanjutnya dilakukan *running* dan MCNP akan memulai proses perhitungan. Keluaran yang dihasilkan secara otomatis akan tersimpan satu folder dengan file input.

Setelah input program di-*running*, akan muncul data berdasarkan *specification tally* yang sudah didefinisikan dan jenis sumber yang ditentukan sebelumnya, output yang dihasilkan berupa dosis serapan  $D_n^*(10)/D_g^*(10)$  dengan mempertimbangkan *energy-dependent* ( $Q_n/Q_g$ ) dari setiap sumber neutron dan gamma.

#### **3.4.1 Pengolahan Data**

Data dosis serapan  $D_n^*(10)/D_g^*(10)$  dari setiap sampel yang diuji, dihitung menggunakan  $Q_n/Q_g$  untuk mendapatkan dosis ekuivalen bergantung energi,  $H_n^*(10)$  untuk radiasi neutron dan  $H_\gamma^*(10)$  untuk radiasi gamma. RPF dihitung berdasarkan sumber yang digunakan, sumber gamma GPF diperoleh dengan persamaan (6) dan sumber neutron NPF dengan persamaan (5) pada setiap rentang.

#### **3.5 Instrumen Penelitian**

Instrumen penelitian yang digunakan berupa *software* interaksi partikel berbasis MCNP dan peneliti sendiri. Peneliti sebagai instrumen penelitian karena termasuk perencana dan pelaksana pengumpulan data.

#### **3.6 Teknik Analisa Data**

Data sampel dianalisa menggunakan analisis korelasional untuk mencari pengaruh antar variabel. RPF diperoleh dari dosis yang terdeteksi berdasarkan energi radiasi, efektivitas dianalisa dan dibandingkan dengan literatur sebagai suatu nilai yang dapat digunakan dalam proteksi radiasi.